

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
«ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ ИМЕНИ А.И. ЛЕЙПУНСКОГО»
(АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)

На правах рукописи



Мишин Вячеслав Александрович

**ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС
ДЛЯ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ, ВЫПОЛНЕННЫХ
НА ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ**

Специальность: 2.4.9 «Ядерные энергетические установки, топливный цикл,
радиационная безопасность»

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель:
кандидат технических наук,
Перегудов Антон Александрович

Обнинск 2024

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ	4
ГЛАВА 1 РАСЧЕТНО-ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС BNCODE	17
1.1 Общая структура BNcode	18
1.2 Описание структуры топливного архива.....	22
1.3 Вычислительный блок платформы BNcode	24
1.3.1 Модуль расчета нейтронно-физических характеристик в диффузионном приближении	25
1.3.2 Модуль трехмерного прецизионного расчета методом Монте-Карло.....	27
1.3.3 Модуль подготовки нейтронных констант	29
1.3.4 Библиотека групповых констант БНАБ-93	29
1.3.5 Модуль расчета теплогидравлических характеристик	30
1.4 Блок интерфейсных модулей и генерации расчетных моделей.....	31
1.4.1 Интерфейс генерации задания.....	33
1.4.2 Интерфейс организации расчетов	35
1.4.3 Интерфейс обработки результатов.....	39
1.4.4 Модуль планирования постановки в активную зону облучательных устройств различного класса	41
1.5 Выводы по материалам главы 1.....	43
ГЛАВА 2 РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ТЕСТОВЫХ И ПРЕЦИЗИОННЫХ МОДЕЛЕЙ ИЗМЕРЕНИЙ, ВЫПОЛНЕННЫХ В РЕАКТОРЕ БН-800	44
2.1 Генерация расчетных моделей активной зоны реактора БН-800.....	44
2.2 Расчет состояний активной зоны БН-800 и заполнение баз данных .	48
2.3 Бенчмарк модели для верификации нейтронно-физических программ	51
2.4 Анализ методических поправок расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны РУ БН-800 при переходе на МОКС-топливо	60

2.4.1	Анализ результатов расчетов величины критичности	61
2.4.2	Анализ результатов расчетов эффективности стержней СУЗ.....	62
2.4.3	Анализ результатов расчетов энерговыделения	64
2.4.4	Анализ результатов расчетов темпа падения реактивности.....	66
2.5	Выводы по материалам главы 2.....	67
ГЛАВА 3	АНАЛИЗ ИЗМЕРЕНИЙ ПО ОБОСНОВАНИЮ БАЛАНСА РЕАКТИВНОСТИ В РУ БН-800.....	69
3.1	Критические состояния активной зоны РУ БН-800	71
3.2	Максимальный запас реактивности	74
3.3	Уровень подкритичности РУ БН-800.....	76
3.4	Температурный и мощностной эффекты реактивности	77
3.5	Измерение и расчет эффективности РО СУЗ.....	79
3.6	Выводы по материалам главы 3.....	90
ГЛАВА 4	АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗМЕРЕНИЮ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В РУ БН-800	94
4.1	Описание экспериментов и методики измерений	94
4.2	Описание моделирования в BNcode.....	95
4.3	Результаты расчетов по программе TRIGEX	97
4.4	Сравнительный анализ расчетно-экспериментальных расхождений	98
4.5	Выводы по материалам главы 4.....	101
ЗАКЛЮЧЕНИЕ		103
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ.....		106
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....		108
ПРИЛОЖЕНИЕ А ПРИМЕРЫ ИНТЕРФЕЙСНЫХ МОДУЛЕЙ ПЛАТФОРМЫ BNCODE		115
ПРИЛОЖЕНИЕ Б СВИДЕТЕЛЬСТВО О ГОСУДАРСТВЕННОЙ РЕГИСТРАЦИИ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ BNCODE, АТТЕСТАЦИОННЫЕ ПАСПОРТА ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ, ВСТРОЕННЫХ В BNCODE		118

ВВЕДЕНИЕ

На сегодняшний день технология реакторов на тепловых нейтронах служит основой мировой атомной энергетики (далее – АЭ). В России наибольшее распространение получила технология водо-водяных энергетических реакторов (далее – ВВЭР) [1], достигшая высокого уровня безопасности и коммерческого применения. В таких реакторах в качестве топлива используют уран-235. Однако атомная энергетика, основанная на данной технологии, сталкивается с тем же фундаментальным вызовом, что и традиционная энергетика, основанная на органических видах топлива: по прогнозам экспертов, запасы урана-235 к концу текущего столетия могут истощиться [2].

Тем не менее, существует ядерный процесс, который предоставляет возможность использовать для генерации энергии главный компонент природного урана – уран-238. При взаимодействии с нейтронами он преобразуется в плутоний-239, который является делящимся материалом, аналогичным урану-235. В процессе облучения плутоний-239 не только делится, но и захватывает нейтроны, в результате чего образуются изотопы: плутоний-240, -241 и -242. Этот процесс реализуется в реакторах на быстрых нейтронах. Ключевым аспектом является возможность производства плутония в объемах, превышающих потребности самого реактора – такой реактор называется реактор-размножитель или бридер. Этот процесс позволяет накапливать плутоний для последующего использования в качестве топлива в других типах реакторов. Следовательно, внедрение реакторов-размножителей на быстрых нейтронах является важнейшим условием для прогресса в области крупномасштабной ядерной энергетики и тематики замыкания ядерного топливного цикла.

Перевод атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами является стратегической целью Государственной корпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия [3-4]. В этой связи ставится задача по ускоренному замыканию на

опытно-промышленном уровне ядерного топливного цикла тепловых и быстрых реакторов.

Фундаментом развития нового технологического уклада атомной энергетики – двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ядерного топливного цикла (далее – ЯТЦ) – является нынешняя ядерная энергетика с реакторами ВВЭР и имеющийся технологический задел по быстрым натриевым реакторам (БН) и ядерному топливному циклу.

Россия является лидером в развитии и эксплуатации БН. В нашей стране, начиная с середины прошлого века, разрабатывалась и осваивалась технология быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Исследования 1954 года на реакторе БР-1 показали очень высокое значение коэффициента воспроизводства – $2,5 \pm 0,2$ [5]. Дальнейшие опыты на реакторах БР-2, БР-4, БР-5, БР-10 подтвердили возможность достижения высоких значений коэффициента воспроизводства в компактных плутониевых реакторах с жестким спектром нейтронов [6]. С целью отработки конструкции активной зоны, проверки надежности и экономичности тепловыделяющих элементов (далее -ТВЭЛ) в 1969 г. был введен в эксплуатацию опытный реактор БОР-60 [7]. Полученный в процессе разработки, строительства и эксплуатации реакторов БР-5 / 10 и БОР-60 опыт, позволил в начале 60-х годов прошлого столетия приступить к проектированию и созданию опытно-промышленного реактора БН-350 [8]. Более 40 лет успешно эксплуатируется энергоблок Белоярской атомной электростанции (далее – БАЭС) с реактором БН-600 [9], почти 10 лет четвертый энергоблок с реактором БН-800 [10]. Технические решения, апробированные в реакторах БН-600, -800, используются при разработке проекта головного промышленного энергоблока с БН-1200М [11].

Важную роль в развитии двухкомпонентной ядерной энергетической системы с замыканием ЯТЦ должен сыграть учет накопленной уникальной экспериментальной информации, полученной на быстрых натриевых реакторах.

Одним из инструментов, позволяющим моделировать работу реактора и сохранять накопленную экспериментальную информацию являются внедренные в

эксплуатацию программные комплексы – коды сопровождения, такие как: КАР [12], SHiPR [13], ГЕФЕСТ [14] и ГЕФЕСТ-800 [15–16], ModExSys [17].

КАР – комплекс автоматизированных расчетов. Используется в АО «НИИАР» для расчетного сопровождения исследовательского реактора БОР-60. Основным расчетным инструментом комплекса является программа TRIGEX [18], отличительной особенностью – наличие базы данных, позволяющей сохранять все расчетные и экспериментальные нейтронно-физические характеристики реальных микроампаний реактора. Основными идеологами и разработчиками КАР являются И.Ю. Жемков и Ю.В. Набойщиков.

SHiPR – интеллектуальная программная оболочка для математического моделирования ядерных реакторов, в которую можно погружать различные программы и константы. При определенной настройке данная система может рассчитывать, как тепловые, так и быстрые реакторы. В основном SHiPR используется в НИЦ «Курчатовский институт», где и была разработана. Основным идеологом данной системы является М.Н. Зизин. Помимо практического применения, SHiPR успешно использовался для обучения студентов Обнинского ИАТЭ НИЯУ МИФИ, в чем большую роль сыграл А.И. Невинница.

ГЕФЕСТ / ГЕФЕСТ800 – программные комплексы, используемые персоналом Белоярской АЭС для сопровождения реакторов БН-600, -800. Их отличительной особенностью является наличие базы данных, позволяющей оперативно получать прогнозную и текущую расчетную информацию об активной зоне реактора в режиме online. Одним из основных отличий ГЕФЕСТ800 от ГЕФЕСТ является наличие связанного нейтронно-физического и теплогидравлического расчета. Основным идеологом создания данных расчетных инструментов является Е.Ф. Селезнев.

ModExSys – программный комплекс, созданный и внедренный в практику расчетов для научного сопровождения реакторной установки БН-600 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2010 году. С помощью базы данных ModExSys позволяет моделировать работу реактора и сохранять накопленную экспериментальную информацию. Основным расчетным инструментом является программа TRIGEX, в

состав которой входит модуль для расчета изотопной кинетики на основе программы CARE [19]. ModExSys был разработан А.В. Моисеевым под руководством Ю.С. Хомякова и А.М. Цибули.

За годы использования эти программные комплексы – коды сопровождения показали свою высокую эффективность.

В настоящее время реакторы на быстрых нейтронах активно развиваются. Введен в эксплуатацию реактор БН-800, разрабатывается проект БН-1200М, в 2027 г. планируется начало строительства, БН-600 используется для постановки реакторных экспериментов по отработке новых видов топлива и конструкционных материалов [20]. В связи с этим задача оперативного сопровождения быстрых реакторов с надежными расчетными предсказаниями высокой точности выходит на новый уровень. Для этого необходимо иметь вычислительный комплекс нового поколения, который бы учитывал достоинства и недостатки существующих кодов сопровождения и позволял удовлетворять актуальные потребности научного сопровождения как реактора БН-800, так и БН-600, а в перспективе БН-1200М.

В процессе выполнения диссертационной работы, был создан новый расчетный вычислительный комплекс для научного сопровождения действующих реакторов БН, представляющий интегрированную платформу, имеющую развитые возможности расчетного моделирования, гибкий, удобный и современный интерфейс, позволяющий легко менять расчетные модули и проводить адаптацию входных и выходных данных. Новый программный продукт получил название BNcode [21].

Актуальность темы исследования

Коды сопровождения – ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800, применяемые на Белоярской АЭС, ModExSys – в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» не используют в полной мере возможностей современной вычислительной техники, наиболее совершенных на данный момент методов математического моделирования и реализующих их программ для электронно-вычислительных машин (далее - ЭВМ). Они все еще базируются на использовании для нейтронно-физического расчета диффузионных программ с относительно малым числом энергетических групп и крупносеточной

дискретизацией (в ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 это программа ГЕФЕСТ; в ModExSys – TRIGEX). В коде сопровождения ModExSys отсутствует возможность сопряженного теплогидравлического расчета. В расчеты по этим базовым программам с помощью дополнительного расчетного инструментария и реальных данных по эксплуатации, вводятся поправки, позволяющие в целом обеспечить удовлетворительную точность расчетных предсказаний.

Однако, как показывает опыт последних лет, все чаще возникают уникальные, никогда ранее не встречавшиеся, расчетные ситуации, связанные с развитием технологий БН. Реактор БН-600 достаточно активно используется в качестве инструмента для постановки реакторных экспериментов по отработке новых видов топлива и конструкционных материалов. Ведутся исследования по обоснованию постановки в реакторы БН-600, -800 облучательных устройств для наработки изотопов (в частности ^{60}Co). Для реактора БН-800 действует программа перехода на полную загрузку МОКС-топливом (в настоящее время идет работа по переходу на загрузку с энергетическим плутонием). Все это сопряжено с возникновением уникальных, никогда ранее не встречавшихся, расчетных ситуаций. Совершенно новая ситуация возникнет и при вводе в строй проектируемого сейчас реактора БН-1200М, конструкция активной зоны и ее элементов в котором существенно отличаются от реакторов БН-600, -800. Поэтому актуальной задачей является создание вычислительного комплекса расчетного сопровождения нового поколения, мощного и универсального в смысле решаемых задач, точности расчета, максимального использования существующих вычислительных возможностей, обладающего удобным и современным пользовательским интерфейсом. Такая программа может использоваться в качестве независимого расчетного инструмента повышенной точности для подтверждения и, при необходимости, корректировки результатов оперативного сопровождения, получаемых на станции, а также для анализа нестандартных расчетных ситуаций повышенной сложности.

Степень разработанности темы

При написании диссертационной работы были изучены работы, связанные с созданием программ или вычислительных комплексов, позволяющих моделировать активные зоны быстрых реакторов. Были рассмотрены следующие программы: KAP, SHiPR, ГЕФЕСТ/ГЕФЕСТ800, ModExSys. Опираясь на положительный опыт использования отечественных программных комплексов был разработан новый вычислительный комплекс BNcode, который учитывает достоинства и недостатки существующих вычислительных комплексов и позволяет удовлетворить актуальные потребности научного сопровождения реакторов БН-600 и БН-800, а в перспективе и БН-1200М.

Цели и задачи работы

Цель работы состоит в разработке, аттестации и внедрении вычислительного комплекса для расчетного сопровождения измерений, выполненных на действующем реакторе БН-800. В перспективе разработанный комплекс будет использоваться для сопровождения реактора БН-600 и проектируемого реактора БН-1200М. Разработанный вычислительный комплекс позволит:

- 1) сделать вывод о точности расчетного прогнозирования нейтронно-физических характеристик активной зоны при эксплуатации реактора БН-800 в переходный период и с полной загрузкой МОКС-топливом;
- 2) расширить область применения и завершить процедуру верификации проектных программ TRIGEX, JARFR, ММККЕНО и ММКС для реактора БН-800 с МОКС-топливом;
- 3) сохранить и структурировать уникальную экспериментальную информацию по активной зоне, полученную при эксплуатации реактора БН-800;
- 4) проводить независимый расчетный контроль повышенной точности для обоснования безопасности активной зоны в процессе эксплуатации реактора БН-800.

Достижение цели работы будет способствовать повышению точности расчетного прогнозирования нейтронно-физических характеристик и безопасности работы действующих реакторов БН.

Для достижения поставленной цели были поставлены следующие научно-технические задачи:

- создание универсальной, гибкой вычислительной платформы для оперативной обработки, хранения, расчетного анализа данных нейтронно-физических реакторных экспериментов, позволяющая интегрировать в себя современные нейтронно-физические и теплогидравлические программы;
- осуществление сбора и анализа информации о выполненных измерениях в реакторе БН-800: структурирование информации, анализ ее достаточности, отбор достоверной информации, заполнение базы данных;
- создание математических моделей различных состояний активной зоны реактора БН-800;
- проведение расчетного анализа измерений, выполненных на реакторе БН-800 с использованием набора программ для ЭВМ, интегрированных в разработанную платформу;
- проведение оценки полной методической составляющей погрешности нейтронно-физических характеристик для проектных программ JARFR [22] и TRIGEX при переходе на полную загрузку МОКС-топливом;
- осуществление авторского сопровождения эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в части работ научного руководителя, а именно: рассмотрена и согласована эксплуатационная и проектная документация на тепловыделяющие сборки (далее - ТВС) и активную зону; согласован объем перегрузок топлива перед началом каждой микрокампании с проведением подтверждающих расчетов.

Научная новизна работы

Впервые создан инструмент, позволяющий организации научного руководителя проводить независимые от эксплуатирующей организации высокоточные прогнозные расчеты нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 с МОКС-топливом для обоснования его безопасности при эксплуатации на мощности, при проведении измерений в процессе перегрузки топлива, при постановке экспериментальных ТВС, когда

возникает необходимость рассмотрения нестандартных расчетных ситуаций повышенной сложности.

Теоретическая и практическая значимость работы

1. Созданный расчетно-вычислительный комплекс внедрен в подразделения АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» для сопровождения реактора БН-800. С его помощью проводился независимый контроль ядерной безопасности при переходе активной зоны реактора БН-800 на МОКС-топливо. Универсальность подхода позволяет применять данный комплекс не только для перспективных установок на быстрых нейтронах МБИР [23] и БН-1200М, но и для быстрых реакторов со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями БРЕСТ [24] и СВБР [25] соответственно.

2. С помощью разработанной гибкой оболочки комплекса были созданы бенчмарк модели реальных состояний активной зоны, с применением которых удалось завершить верификацию программ TRIGEX, JARFR, ММККЕНО и ММКС для реактора БН-800 с МОКС-топливом и перейти к процедуре их аттестации в Ростехнадзоре. Эти модели позволяют верифицировать и аттестовать в Ростехнадзоре нейтронно-физические программы и библиотеки реакторных констант, применяемые для обоснования безопасности реакторной установки (далее - РУ) и атомной электростанции (далее - АЭС) с реакторами на быстрых нейтронах.

3. Использование максимально точных методов расчетного моделирования при анализе измеренных данных в реакторе БН-800 позволили снизить погрешности прогнозирования нейтронно-физических характеристик его активной зоны, особенно при переходе на полную загрузку МОКС-топливом.

4. Полученные данные обладают большой ценностью для лицензирования реактора БН-800 с активной зоной с энергетическим плутонием, а также перспективного коммерческого реактора БН-1200М.

Методология и методы исследования

Для осуществления расчетного сопровождения активной зоны реактора БН-800 были разработаны и приняты следующие методы:

1. Расчет изменения состава активной зоны в процессе ее эксплуатации осуществляется с использованием многогруппового расчета на основе диффузионного приближения в связке с программой по расчету изотопной кинетики (TRIGEX; CARE);

2. Расчет величины критичности, эффективности стержней СУЗ, а также эффектов реактивности осуществляется с использованием метода Монте-Карло (ММКК; ММКС);

3. Работа реактора на мощности рассчитывается с использованием связанного расчета диффузионной программы и программы расчета теплогидравлики (TRIGEX; MIF-2);

4. С использованием программ, основанных на методе Монте-Карло были определены методические поправки, которые рекомендуется добавлять к результатам расчета нейтронно-физических характеристик, полученных по диффузионным программам, таким как: ГЕФЕСТ800, JAR-FR, FACT-BR и др.;

5. Для проведения верификации разработанных методов, реализованных в вычислительном комплексе BNcode, были использованы данные измерений, проведенных на реакторе БН-800 в период переход на полную загрузку МОКС-топливом.

Таким образом, методология и методы исследования в данной диссертации позволяют обеспечить надежность и точность результатов, получаемых при расчете НФ и ТГ характеристик активной зоны реактора БН-800.

Положения, выносимые на защиту

1. Вычислительный комплекс BNcode для расчетного сопровождения БН-800 и анализа проводимых на нем измерений.

2. Математические модели для различных состояний активной зоны реактора БН-800.

3. Бенчмарк модели переходных состояний загрузки МОКС-топливом, для верификации проектных программ и программ нового поколения.

4. Результаты расчетного анализа и оценка точности определения характеристик активной зоны БН-800 в переходный период и с полной загрузкой МОКС-топливом.

Степень достоверности

Результаты нейтронно-физических расчетов получены с помощью аттестованных Ростехнадзором программ TRIGEX, ММКК [26], ММКС [27], MIF-2 [28], CARE [29], CONSYST [30], интегрированных в BNcode, с использованием систем констант БНАБ-93 [31], БНАБ-РФ [32] и РОСФОНД [33].

Апробация результатов

Материалы, представленные в диссертации, были доложены на 5-и международных и 8-и межведомственных мероприятиях.

1. «Научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2019)» (с 27 по 29 июня 2019 г., Обнинск, Россия).

2. «Международной научно-практической конференции молодых специалистов, ученых и аспирантов (Волга-2022)» (с 5 по 9 сентября 2022 г., БО НИЯУ МИФИ «Волга», Тверская обл., Россия).

3. «Научно-техническая конференция молодых специалистов Государственной корпорации «Росатом» (ноябрь 2020 г., Москва, Россия);

4. «VI международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ-2021)» (октябрь 2021 г., Москва, Россия).

5. «X Всероссийская молодежная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения» (с 17 по 18 марта 2021 г., Дмитровград, Россия).

6. Конференции «Ядерные технологии: от исследования к внедрению – 2022» (15 апреля 2022 г., Нижний Новгород, Россия).

7. «XXII Международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам» (с 13 по 14 апреля 2022 г., Подольск, Россия);

8. «Международная конференция МАГАТЭ FR-22 по быстрым реакторам» (с 19 по 22 апреля 2022 г., Вена, Австрия).

9. Научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2022)» (с 31 мая по 3 июня 2022 г., Обнинск, Россия).

10. «XXII Школа молодых ученых ИБРАЭ РАН» (с 23 по 24 мая 2023 г., Москва, Россия).

11. «Отраслевая научно-техническая конференция, посвященная 50-летию пуска БН-350 «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-2023)» (с 03 по 06 октября 2023 г., Н- Новгород).

12. «XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (24 мая 2023 г., Обнинск, Россия).

13. «Очное заседание производственно-технологического клуба «Цифровые сезоны. Цифровой двойник объекта» (19-20 сентября, Томск, Россия).

Публикации

Материалы, представленные в диссертации, опубликованы в 6 журналах, 5 из которых включены в перечень ВАК:

1. Мишин, В.А. CROSSER – программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов / В.Н. Кощев, И.В. Тормышев, В.А. Мишин, А.А. Перегудов, К.Ф. Раскач, М.Ю. Семенов, А.А. Якунин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — № 4. — 2020. — С. 16-25 (авторство не разделено).

2. Мишин, В.А. BNCODE – код научного руководителя для расчетного сопровождения реакторов БН / В.А. Мишин, А.А. Перегудов, И.В. Тормышев, М.Ю. Семенов, Я.В. Дьяченко, Э.М. Дзугкоева // Сборник материалов научно-практической конференции «Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2022». — Н-Новгород: НГТУ им. Р.Е. Алексеева, 2022. — С. 39-41 (авторство не разделено).

3. Мишин, В.А. Сравнительный анализ расчетно-экспериментальных расхождений нейтронно-физических характеристик реактора БН-800 /

М.Ю. Семенов, Г.М. Михайлов, А.А. Перегудов, В.А. Мишин, Я.В. Дьяченко, С.Б. Белов, А.Е. Кузнецов, В.А. Желтышев, Е.П. Ляпин, Г.Ю. Дубовой // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — № 1. — 2022. — С. 30-39 (авторство не разделено).

4. Мишин, В.А. Состояние разработки баз данных ядерных констант для расчетов быстрых реакторов на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ / Г.Н. Мантуров, С.В. Забродская, А.А. Зуйков, Ю.В. Левченко, Н.А. Мелега, В.А. Мишин, Д.В. Панова, А.А. Перегудов, О.О. Перегудова, М.Ю. Семенов, М.Н. Слюняев, К.В. Тыклеева // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — № 3. — 2022. — С. 19-26 (авторство не разделено).

5. Мишин, В.А. Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны БН-800 в период перехода на загрузку смешанным оксидным уран-плутониевым топливом / Д.А. Клинов, М.Ю. Семенов, Г.М. Михайлов, А.А. Перегудов, В.А. Мишин, Н.В. Соломонова, А.Н. Крюков, М.Р. Фарахин, С.Б. Белов, А.Е. Кузнецов, В.Н. Игнатьев, Г.Ю. Дубовой // Атомная энергия. — Т. 135. — Вып. 1-2. — 2023. — С. 3-10 (авторство не разделено).

6. Мишин, В.А. Анализ точности расчета распределения энерговыделения в БН-800 / Д.А. Клинов, М.Ю. Семенов, Г.М. Михайлов, А.А. Перегудов, В.А. Мишин, В.В. Изотов, А.Н. Крюков, М.Р. Фарахин, С.Б. Белов, А.В. Киселев, А.Е. Кузнецов, Е.П. Ляпин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — № 1. — 2024. — С. 65-71 (авторство не разделено).

Личный вклад автора

1) Разработаны программные модули вычислительного комплекса BNcode для обработки, хранения, расчетного анализа данных нейтронно-физических измерений, выполненных на энергетическом реакторе БН-800.

2) Осуществлен сбор и анализ информации о выполненных измерениях на реакторе БН-800 – структурирование информации, анализ ее достаточности, отбор достоверной информации, заполнение баз данных.

3) Проведен расчетный анализ выполненных измерений на реакторе БН-800.

4) Определены для инженерных программ методические поправки нейтронно-физических характеристик в переходный период и при полной загрузке МОКС-топлива в БН-800.

5) Разработаны серии бенчмарк моделей выполненных измерений в реакторе БН-800 с целью верификации проектных и разрабатываемых кодов нового поколения.

6) Согласован объем перегрузок топлива РУ БН-800 перед началом каждой микрокампании с проведением подтверждающих расчетов эксплуатации активной зоны в предстоящей микрокампании с подтверждением соблюдения пределов и условий безопасной эксплуатации.

7) Даны рекомендации по использованию методических поправок в программах JARFR и ГЕФЕСТ800 для расчета основных нейтронно-физических характеристик реактора БН-800.

Объем и структура работы

Диссертация состоит из введения, четырех глав и заключения. Общий объем диссертации 124 страниц, в том числе 48 рисунков и 18 таблиц. Список литературы содержит 47 наименований.

ГЛАВА 1 РАСЧЕТНО-ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС BNCODE

BNcode – это современный расчетно-вычислительный комплекс, созданный для сопровождения действующих реакторов БН, представляющий интегрированную платформу с развитыми возможностями расчетного моделирования, современным интерфейсом, позволяющим менять расчетные модули и проводить адаптацию входных и выходных данных.

Актуальность его создания обусловлена необходимостью научного руководителя (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») БН выполнять работы по контролю и сопровождению эксплуатации быстрых натриевых реакторов.

Работа платформы BNcode основана на использовании в расчетах не только диффузионного, но и транспортного приближения – в его оболочку, в качестве расчетных модулей, включены программы TRIGEX (диффузионное приближение; приближение точки на кассету в плане или нодальная схема, примерно эквивалентная 6-ти точкам на кассету в плане; до 26 энергетических групп), ММКК и ММКС (транспортное P_N -приближение; метод Монте-Карло; 26 и 299 энергетических групп или использование поточечных нейтронных данных, подобно тому, как это делается в программе MCNP [34]). Имеется возможность поэлементного расчета рабочего органа системы управления защиты (далее - РО СУЗ) и комбинированных экспериментальных тепловыделяющих сборок (далее - ЭТВС). Для моделирования работы реактора на мощности используется расчет реального профиля температур по радиусу и высоте расчетной модели с помощью кода MIF-2. В главе 1 представлено подробное описание структуры и принципа работы вычислительного комплекса BNcode.

1.1 Общая структура BNcode

Вычислительный комплекс BNcode для сопровождения работы быстрого реактора разработан для текущих и прогнозных расчетов характеристик активной зоны реактора, обоснования безопасности при ее перегрузке, обоснования баланса реактивности по микрокампании, соблюдения установленных критериев работоспособности ТВЭЛ и других элементов. Комплекс используется в качестве независимого расчетного инструмента повышенной точности для подтверждения и, при необходимости, корректировки результатов оперативного сопровождения, получаемых на АЭС, для анализа нестандартных расчетных ситуаций повышенной сложности, таких как обоснование постановки в БН-800 облучательных устройств для наработки изотопов (в частности, ^{60}Co), облучение ТВС с нитридным топливом в рамках работ по изучению разных видов топлива. Универсальность реализованного подхода позволяет в будущем применять данную платформу для быстрых реакторов со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями БРЕСТ и СВБР соответственно. На рисунке 1.1 представлена принципиальная схема работы BNcode.

BNcode состоит из трех основных блоков:

- 1) база данных (БД800) – топливный архив, в котором содержится информация по всем состояниям жизненного цикла активной зоны БН-800;
- 2) вычислительный блок – проведение расчетного анализа экспериментальных данных и расчетов по планированию предстоящих микрокампаний;
- 3) блок интерфейсных модулей и генерации расчетных моделей.

База данных (БД800) состоит из следующих компонентов:

- база данных состояний активной зоны и ее элементов;
- база данных расчетных моделей активной зоны для различных состояний и модификаций;

- база данных результатов измерений нейтронно-физических характеристик РУ;
- база данных расчетных значений нейтронно-физических характеристик.

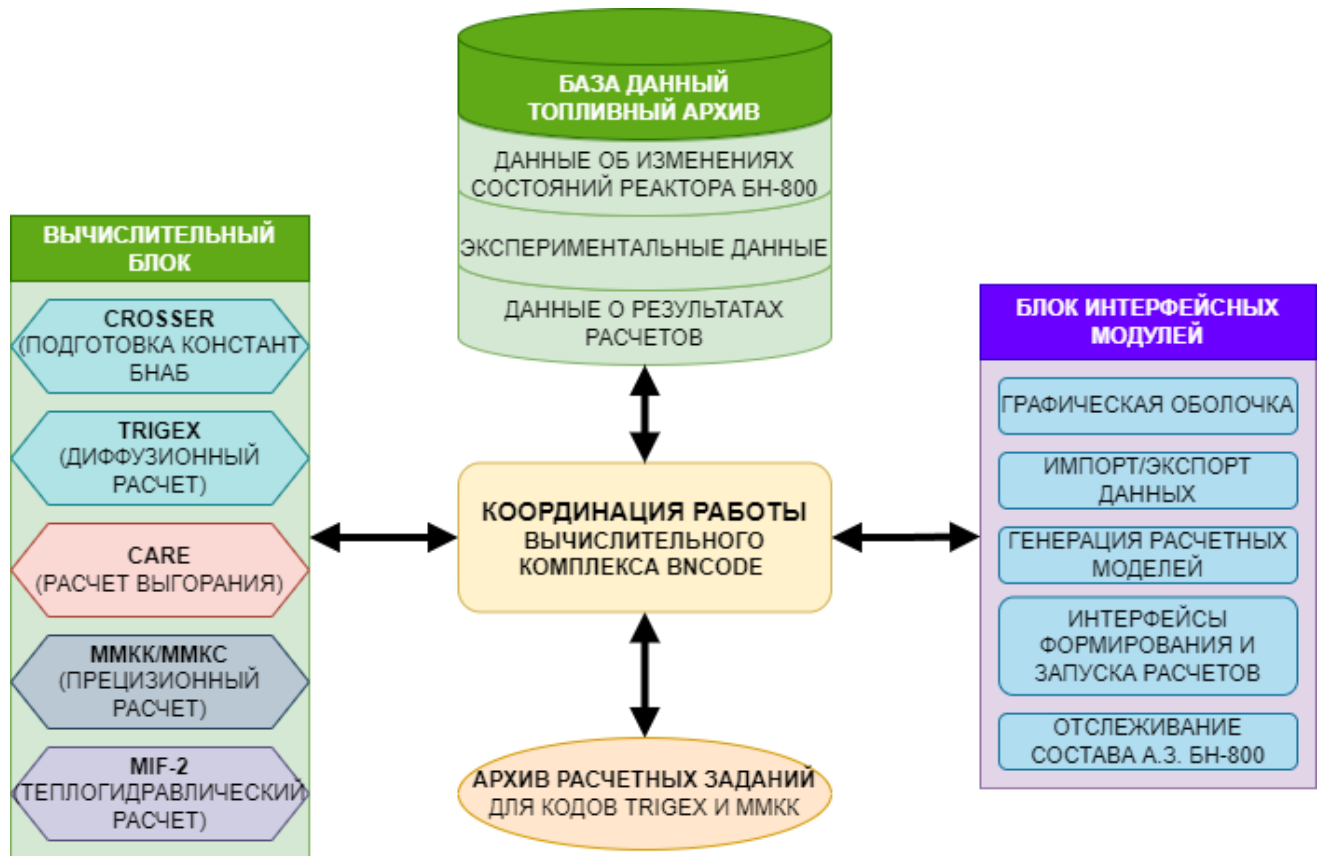


Рисунок 1.1 – Принципиальная схема BNcode

В вычислительный блок было принято включить следующие нейтронно-физические и теплогидравлические коды:

- TRIGEX – программа диффузионного расчета нейтронно-физических характеристик;
- ММКК/ ММКС – программа прецизионного нейтронно-физического расчета (групповая и детальная версии, соответственно), реализующие метод Монте-Карло;
- ПТК – программа для учета Доплер эффекта в расчетах с поточечным слежением за энергией нейтрона [35];

– MIF-2 – программа для расчета теплогидравлических характеристик активной зоны;

– CROSSER [36] – программа подготовки констант. CROSSER является оптимизированной с точки зрения быстродействия версией программы CONSYST;

– БНАБ-93 – система констант для мультигрупповых расчетов быстрых реакторов и защиты.

Одним из ключевых компонентов вычислительного комплекса BNcode является блок «интерфейсных модулей и генерации расчетных моделей». Данный блок отвечает за автоматическую генерацию расчетных моделей и реализует всю логику управления процессами и обработки запросов пользователя. В нем выполняются следующие функции:

– обработка, хранение и анализ данных нейтронно-физических измерений, проведенных на реакторных установках;

– подготовка исходных данных (конфигурации активной зоны) на момент проведения измерения с учетом эксплуатационной истории РУ (выгорание топлива), а также архивирование условий проведения измерений;

– автоматизированное построение согласованных расчетных моделей на диффузионный код и код метода Монте-Карло;

– хранение и анализ результатов расчетов по указанным моделям;

– постановка экспериментальных ТВС в активную зону реактора с уникальными размерами и материалами;

– автоматическое движение органов СУЗ по расчетной модели активной зоны реактора;

– визуализация результатов расчета;

– управление и обмен данными между расчетными кодами;

– автоматическая организация расчетов на супер-ЭВМ.

Вычислительный комплекс был разработан при непосредственном участии автора.

Как отмечалось ранее, ближайшими аналогами BNcode является система ModExSys и программные комплексы ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800. Все имеют схожую

архитектуру, состоят из трех основных частей: топливный архив, блок расчетных модулей и сервисная оболочка. Однако, в отличие от BNcode, для нейтронно-физического расчета они используют только диффузионные программы с относительно малым числом энергетических групп и крупносеточной дискретизацией, удовлетворительная точность расчетных предсказаний обеспечивается введением поправок с помощью дополнительного расчетного инструментария и реальных данных по эксплуатации.

В ModExSys и ГЕФЕСТ отсутствует возможность сопряженного теплогидравлического расчета.

В BNcode существенно отличается от аналогов система управления базами данных и топливным архивом. В ModExSys, ГЕФЕСТ и ГФЕФСТ800 используется система управления базами данных SQL Server как база данных хранения всей истории состояний реактора. В BNcode база данных – это структурированный каталог директорий, в которых содержатся прогнозные, и текущие расчетные задания, результаты расчетов, служебные файлы и документированная информация, набор стандартных расчетных заданий, обращение к которым происходит из сервисных запросов оболочки. Главным преимуществом данного подхода является доступность и независимость хранимой информации от операционной системы и компиляторов. Пользователь может воспользоваться понятным для него расчетным заданием для определенного состояния активной зоны реактора и независимо от платформы проводить расчеты.

За рубежом для проведения расчетных исследований в области быстрых реакторов чаще всего используются трехмерные инженерные диффузионные коды. Эти коды позволяют проводить всесторонний анализ и моделирование работы быстрых реакторов, учитывая различные факторы и параметры. Применение таких развитых численных кодов является распространенной практикой при проведении расчетных исследований быстрых реакторных установок в международном научном сообществе.

Наиболее распространенными являются американская программа DIF3D [37] и европейский комплекс программ ERANOS [38]. Эти коды широко применяются

на практике при расчете ядерных реакторов, так как они не требуют больших вычислительных ресурсов и обеспечивают быстрое время расчета. Однако в них отсутствуют интегрированные теплогидравлические расчеты, а также системы хранения и управления данными по топливным загрузкам.

1.2 Описание структуры топливного архива

Топливный архив представляет собой базу данных (БД800), в которой содержится информация по всем состояниям жизненного цикла реактора БН-800.

В БД800 хранится вся информация о состоянии активной зоны (геометрические размеры, концентрации, время облучения, нейтронные спектры, нейтронные потоки, одnogрупповые сечения). Там же хранится информация об измерениях, проводимых на реакторе, например, измерения эффективности стержней СУЗ. База данных реакторной установки непрерывно пополняется из архива АЭС (в процессе сопровождения реактора БН-800).

На основе имеющейся информации из базы данных пользователь с помощью программного интерфейса BNcode формирует необходимое расчетное задание для соответствующего расчетного модуля.

База данных представляет из себя структурированный каталог директорий, в которых содержатся расчетные задания и результаты расчетов, служебные файлы и документированная информация. Поиск определенного файла осуществляется по его имени и формату. Например, расчетное задание для первой микрокампании (mkk) в начале цикла работы (begin of cycle) на TRIGEX будет иметь следующий формат: 1mkk_boc_cold.trigex, где 1mkk – номер микрокампании, boc (begin of cycle) – цикл микрокампании, cold – режим работы реактора, для которого сформировано расчетное задание (холодная модель реактора на 0,1% МКУ).

Структура базы данных для первой микрокампании показана на рисунке 1.2.

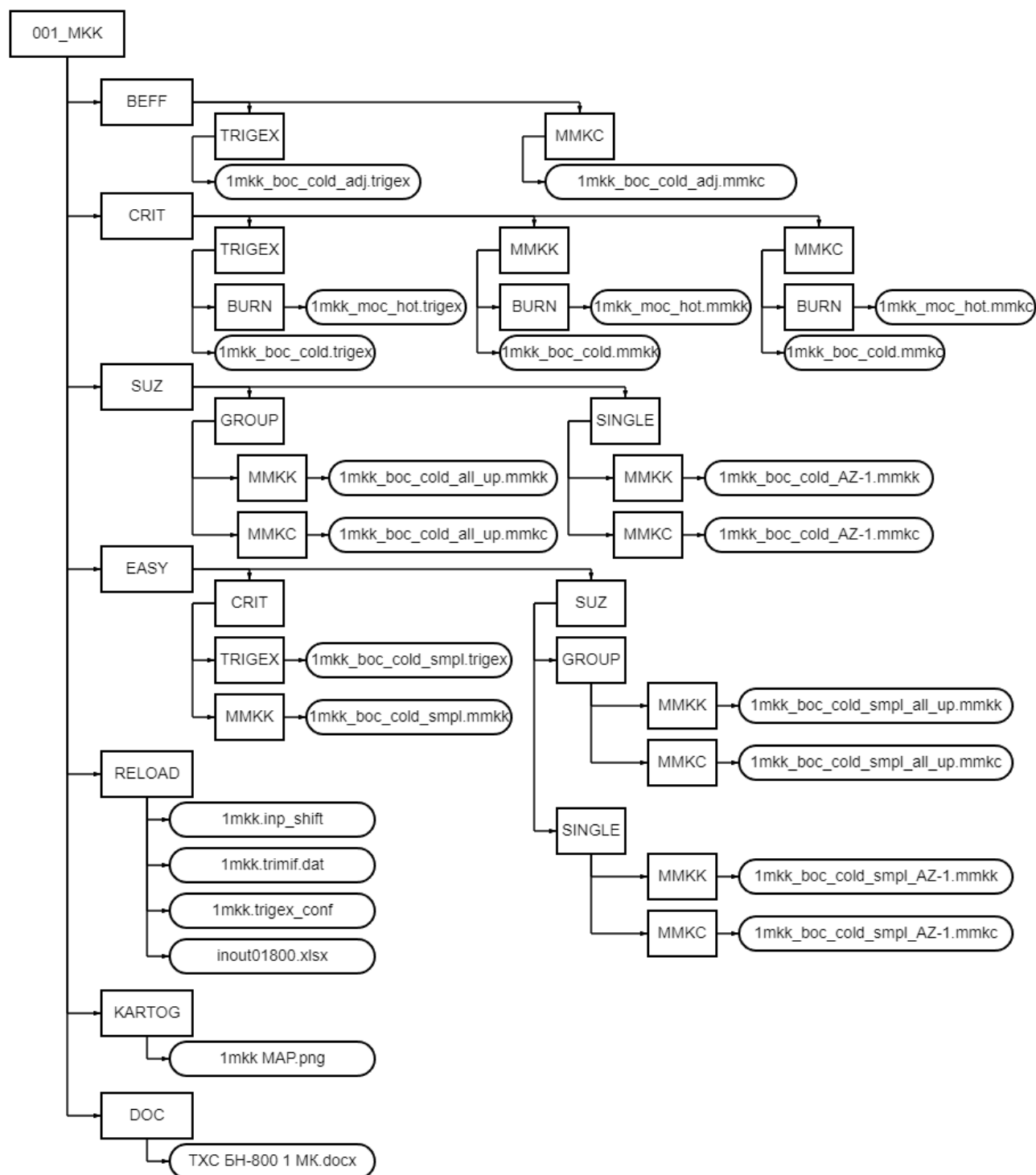


Рисунок 1.2 – Структура базы данных БД800

В разделах «BEFF», «CRIT», «SUZ» хранятся текстовые файлы подробных расчетных заданий (каждая ТВС и СУЗ описывается уникальными физическими зонами) и результатов расчетов. В раздел «BEFF» входят две директории, «CRIT» три с наименованиями нейтронно-физических кодов.

Раздел «SUZ» содержит две директории с файлами заданий и результатов расчетов для измерений:

- «GROUP» – групп СУЗ;
- «SINGLE» – одиночных органов СУЗ.

В разделе «EASY» находятся упрощенные модели, логика разделения файлов в директориях «CRIT» и «SUZ» этого раздела аналогична описанной выше для разделов с такими же именами.

В директории «RELOAD» хранятся служебные файлы:

- 1mkk.inp_shift – файл с информацией о «перегрузке» активной зоны;
- 1mkk.trimif.dat – файл с исходными данными для расчета профиля температур;
- 1mkk.trigex_conf – файл с гетерогенным описанием сборок;
- Inout01800.xlsx – таблица с информацией о загружаемых в активную зону «свежих» сборках;

В разделах «KARTOG» и «DOC» хранятся картограммы и техническая документация для соответствующей микрокампании реактора.

Структура топливного архива была разработана лично автором диссертации

1.3 Вычислительный блок платформы BNcode

Организация расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик в платформе BNcode осуществляется с использованием комплекса программ TRIUM [39].

Программный комплекс TRIUM позволяет эффективно проводить сложные расчеты для уточнения значений нейтронно-физических расчетов. С помощью TRIUM проводится оценка полной погрешности НФХ с учетом результатов проведенных экспериментов.

На рисунке 1.3 представлена схема организации подготовки расчетов и взаимосвязи программ друг с другом.



Рисунок 1.3 – Программный комплекс TRIUM

1.3.1 Модуль расчета нейтронно-физических характеристик в диффузионном приближении

В настоящее время в России сложилась устойчивая система нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов с помощью программ для ЭВМ JARFR, ГЕФЕСТ, TRIGEX с константным обеспечением программой CONSYST, библиотекой констант БНАБ-93. Следует отметить методическую близость базовых алгоритмов программ, вычисляющих трехмерное распределение потоков нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении в традиционной для быстрых реакторов гексагональной геометрии. Поэтому было принято решение включить в BNcode вычислительный модуль TRIGEX для проведения нейтронно-физических расчетов, а также для учета изменения нуклидного состава топлива при эксплуатации активной зоны.

Программа TRIGEX предназначена для проведения инженерных расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и их моделей на физических стендах (далее – БФС), таких как БФС [40], ZPPR [41] и др., в диффузионном многогрупповом (26 групп) приближении. Расчетная модель может быть представлена как *HEX-Z*, так и *X-Y-Z* геометрий.

TRIGEX использует программу подготовки констант CROSSER для расчета необходимых макроскопических блокированных констант и бинарные библиотеки констант БНАБ-93.

В основе решения, реализованной в TRIGEX дискретной многогрупповой задачи диффузии, лежит метод улучшенной крупной сетки. При этом внутренние итерации выполняются с использованием усовершенствованного метода неявных нестационарных итераций MINI (Method of Implicit Non-Stationary Iteration), а внешние итерации ускоряются по модифицированной схеме Виландта [42].

В ходе итерационного решения прямой задачи проводится уточнение вспомогательных параметров коррекции. Точность расчета с использованием вспомогательных параметров коррекции имеет тот же порядок, что и точность на основе конечно-разностной сетки с шестью узлами в горизонтальной плоскости на каждую шестигранную призму и вдвое меньшим шагом вдоль оси Z.

Уравнения теории возмущений наряду с обычными для конечно-разностных методов членами содержат и дополнительные выражения – члены кривизны, обусловленные использованием улучшенной крупносеточной дискретизации и представляющие собой поправки к обычным членам.

Уравнения изотопной кинетики решаются аналитически с помощью программы CARE с использованием формулы Бейтмана по методу суммаций.

TRIGEX рассчитывает следующие нейтронно-физические характеристики:

- эффективный коэффициент размножения,
- эффективность РО СУЗ,
- эффекты реактивности,
- распределение энерговыделения,
- поля скоростей реакций деления и захвата,
- максимальная повреждающая доза,
- параметры запаздывающих нейтронов,
- время жизни мгновенных нейтронов,
- ценность нейтронов деления,
- пространственное распределение флюенса нейтронов и уровней,

- параметры воспроизводства,
- выгорание в процессе кампании реактора,
- коэффициенты чувствительности эффективного коэффициента размножения и дробно линейных функционалов к изменению обогащений и концентраций и их пространственное распределение.

1.3.2 Модуль трехмерного прецизионного расчета методом Монте-Карло

Для расчета нейтронно-физических характеристик методом Монте-Карло в платформу BNcode интегрировано две программы: ММКК и ММКС – прецизионные нейтронно-физические программы (групповая и детальная версии соответственно). Формирование расчетного задания на эти коды происходит автоматически из задания на TRIGEX. С помощью специального блока HETEROGENIC реализована возможность гетерогенного описания различных элементов конструкций активной зоны реактора с сохранением их гомогенных концентраций: твэла в ТВС и поглощающих элементов (далее – ПЭЛ) в стержнях СУЗ.

Программа ММКК предназначена для проведения прецизионных и исследовательских (серийных) расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов методом Монте-Карло в мультигрупповом приближении с учетом анизотропии рассеяния в P_n-приближении ($n \leq 5$). Расчетная модель может быть представлена как HEX-Z, так и X-Y-Z геометрией. Возможности комплекса позволяют детально описывать структуру исследуемого объекта с точностью до твэлов (блочков), включая их оболочки, и поглощающих элементов с их оболочками.

Все расчеты проводились по ММКК в детальной геометрии в 988-ми группах (учитывались подгрупповые параметры для ^{239}Pu , ^{235}U и ^{238}U) с использованием программы подготовки констант CROSSER для расчета необходимых макроскопических блокированных констант и бинарные библиотеки констант БНАБ-93.

Программа ММКС является более современной версией ММКК и реализует метод Монте-Карло для расчета нейтронно-физических характеристик реактора. В программе используются детальные энергетические зависимости сечений в формате ACE.

ММКС имеет четкую модульную структуру и состоит из трех модулей: (1) управляющего, (2) геометрического и (3) физического.

Физический модуль программы написан на языке программирования C++. Он поддерживает все опции современного формата ACE для нейтронной задачи, включая данные по мгновенным и запаздывающим нейтронам, вероятностные таблицы для области неразрешенных резонансов и термализационные данные.

Управляющий и геометрический модули ММКС «видят» физический модуль лишь как набор функций доступа к тем или иным ядерным данным. Эти функции доступа могут быть использованы как автономно, так и в рамках других программ.

Управляющий модуль написан на языке ФОРТРАН-90 и используется для выделения памяти, инициализации, общего управления счетом, окончательной обработки и вывода результатов расчета. В рамках управляющего модуля производится организация многопоточных вычислений с использованием директив OPEN-MP. Компиляция ММКС проводится компилятором GNU в два этапа: сначала компилируется физический модуль, затем «собирается» остальная часть программы с помощью make-файла или редактора. Программа-работает как в ОС WINDOWS, так и LINUX.

При заданных размерах, составах и температурах элементов конструкции РУ ММКС рассчитывает следующие нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и их моделей – критических сборок нулевой мощности:

- эффективный коэффициент размножения;
- пространственное распределение многогрупповой плотности потока нейтронов;
- пространственное распределение скоростей реакций.

Программа может использовать нейтронные данные как современных отечественных библиотек (РОСФОНД-2010 [43] и РОСФОНД-2020.2 [32]), так и зарубежных (ENDF/B-VII.1 [44], ENDF/B-VIII.0 [45], JEFF-3.3 [46]).

Для подготовки констант в расчете по ММКС используется программа ПТК, которая учитывает Доплер эффект в расчетах с поточечным слежением за энергией нейтрона. Программа основана на методе пропорционально-температурных концентраций, который позволяет учитывать изменения температуры нуклидов в расчетах критичности реакторных установок на быстрых нейтронах. Подробно метод и его тестирование описаны в работе [35].

1.3.3 Модуль подготовки нейтронных констант

CROSSER – это программа (программный модуль) для подготовки групповых (26 групп) и мультигрупповых (299 групп) констант для инженерных расчетов (CROSs Sections for EngineeRing). Он обеспечивает расчет гомогенизированных нейтронных констант среды с учетом резонансной блокировки сечений отдельных изотопов и является оптимизированной с точки зрения быстродействия версией программы CONSYST. Входные и выходные форматы данных для обеих программ одинаковы, сохранены алгоритмы подготовки констант. Это облегчает верификацию нового модуля и его использование в расчетных программах для реакторных установок, в которых традиционно используется программа CONSYST.

1.3.4 Библиотека групповых констант БНАБ-93

В период с 1993 по 1995 год была разработана и тщательно проверена новая версия 299-групповой системы ядерных констант, получившая название БНАБ-93 (или ABBN-93 за рубежом). Библиотеке был присвоен статус Рекомендованных Справочных Данных для расчетов быстрых реакторов. Эта версия констант существенно отличалась по своей идеологии от предыдущих версий:

– для основных топливных и конструкционных материалов было принято 299-ти групповая энергетическая разбивка. Увеличение количества групп

было реализовано засчет деления стандартных групп БНАБ на 6 – 12 более узких групп, названных мультигруппами;

– таблицы данных представлены в унифицированном формате, удобном как для компьютерной обработки, так и для визуального просмотра. Основой для получения групповых констант стала специально разработанная библиотека файлов оцененных нейтронных данных – ФОНД, в которую были включены наиболее надежные оцененные данные из последних версий библиотек БРОНД, JENDL, ENDF/B и JEF;

– в следствие увеличения энергетических групп в тепловой области появилась возможность оценить «термализационные» данные и включить их в состав библиотеки;

– система включает в себя взаимосогласованные данные об энерговыделении в разных реакциях, фотонах, рождаемых в этих реакциях, параметрах запаздывающих нейтронов, различных сечениях нейтронных реакций, выходе продуктов деления, характеристиках радиоактивного распада ядер и др.;

– верификация библиотеки БНАБ-93 была проведена на серии макроэкспериментов, описывающих различные спектры нейтронов.

1.3.5 Модуль расчета теплогидравлических характеристик

Для расчета теплогидравлических характеристик в BNcode использована программа MIF-2. Это полуэмпирическая программа, с помощью которой рассчитывается пучок твэлов в ТВС при заданном расходе теплоносителя. То есть, при формировании «горячей модели» (работы реактора на мощности) используются результаты расчета реального профиля температур материалов активной зоны.

Программа MIF-2 предназначена для расчета установившихся полей скорости (расхода) и температуры в ТВС, охлаждаемых жидкометаллическим теплоносителем. В программе реализован следующий расчетный функционал:

– учет деформаций дистанционирующей решетки ТВС, возникших в результате пучка твэлов или изгиба чехла сборки;

– динамические изменения положений ТВЭЛОВ от номинальных в результате действия других факторов.

В программе энерговыделение задается по высоте активной зоны. Между заданными контрольными точками по высоте значения энерговыделения определяются путем линейной интерполяции. Основные результаты работы программы включают распределение температуры натриевого теплоносителя, оболочек тепловыделяющих элементов и топлива по радиусу сборки для нескольких высотных отметок, выбранных пользователем.

1.4 Блок интерфейсных модулей и генерации расчетных моделей

BNcode обладает удобным и современным пользовательским интерфейсом с модулем графической визуализации исходных данных и результатов расчета.

Для удобства работы по расчетному сопровождению активной зоны реактора и автоматизации его жизненного цикла с помощью технологии WinForms был написан специальный графический интерфейс, объединяющий работу всех расчетных и сервисных модулей.

Для создания графических интерфейсов с помощью платформы .NET применяются разные технологии. Наиболее простой и удобной платформой считается Window Forms. Пользователь взаимодействует с приложением через формы: выбирает файлы, вводит данные, нажимает на кнопки. Формы предоставляют собой контейнер для различных элементов управления. Форма WinForms скрывает мощный функционал, состоящий из методов, свойств, событий и др. Каждая форма в проекте состоит из нескольких компонентов:

- Form.Designer.cs хранит дизайнерские функции формы;
- Form.resx хранит ресурсы формы;

– Form.cs содержит код на языке программирования C#, т.е. программную логику формы.

Механизм событий позволяет элементам формы отзываться на ввод пользователя. Например, после нажатия кнопки «Произвести расчет» BNcode запускает однократное или циклическое исполнение программных модулей, написанных на языке Fortran и интегрированных в графическую оболочку. После нажатия кнопки «Обработать файл» BNcode строит картограмму для наглядного представления данных, содержащихся в выбранном пользователем файле.

Блок-схема работы платформы BNcode показана на рисунке 1.4. Подробное описание подготовки, проведения расчетов и обработки результатов расчетов для каждой вкладки платформы приведено далее.

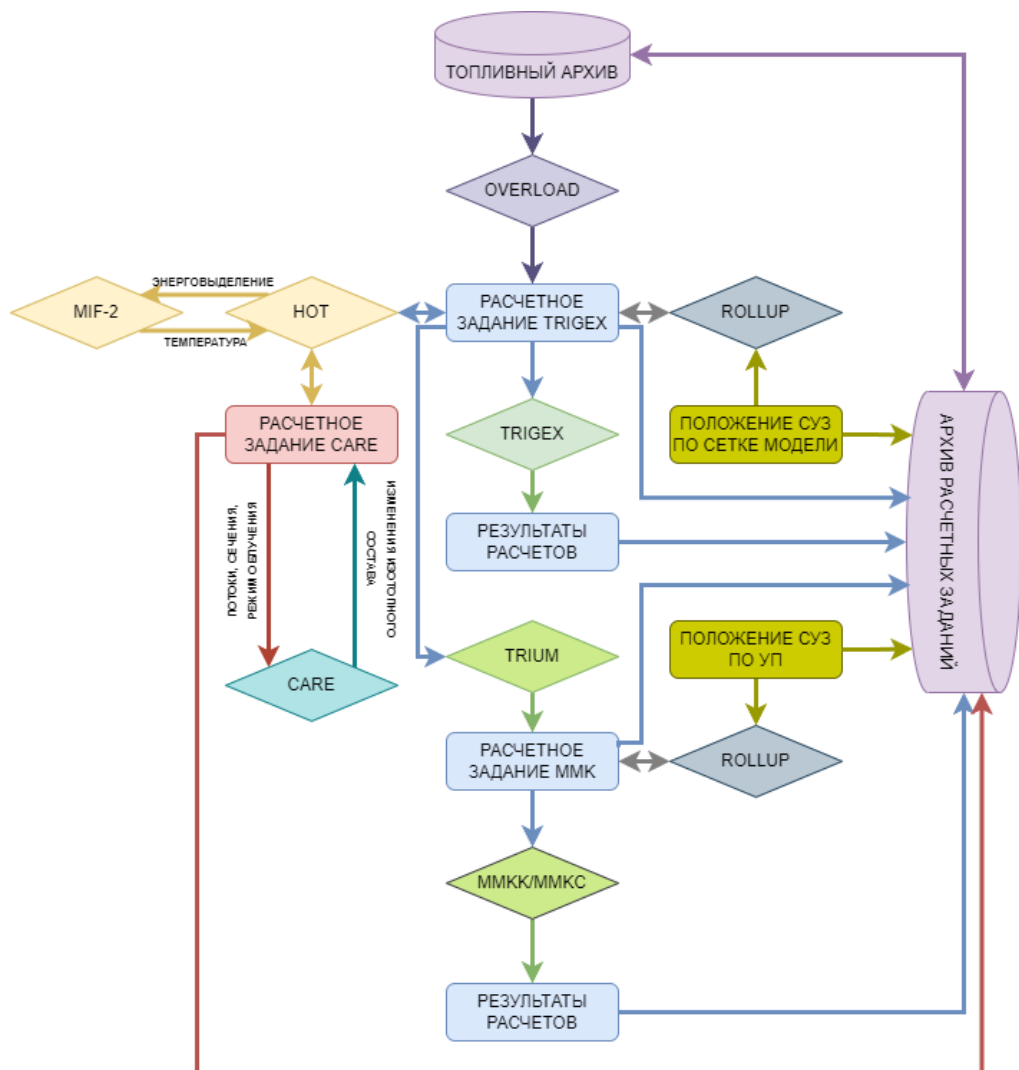
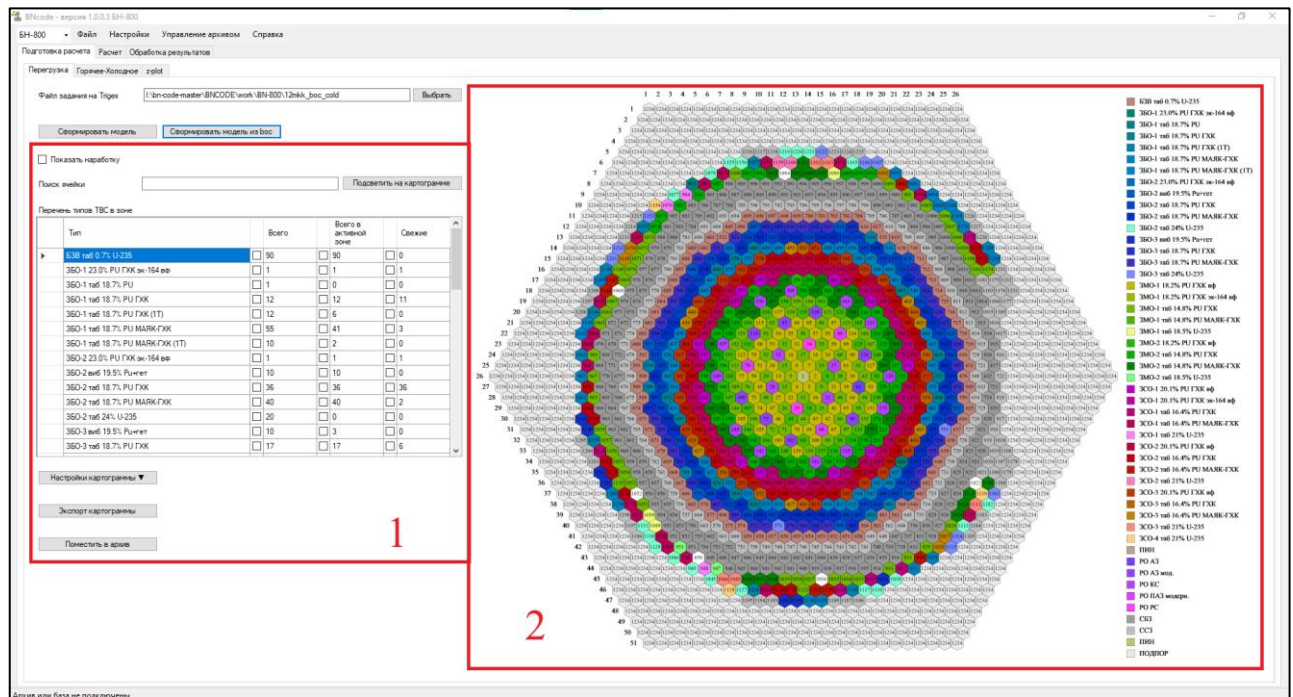


Рисунок 1.4 – Блок-схема работы платформы BNcode

1.4.1 Интерфейс генерации задания

С помощью интерфейса вычислительного комплекса на основе исходных данных с АЭС о загрузке активной зоны, размещенных в топливном архиве, происходит формирования расчетного задания для кода TRIGEX, которое становится основой хранения состояний реактора в базе данных. Вид интерфейса генерации задания представлен на рисунке 1.5. В левой части экрана выводится таблица с информацией о ТВС, в правой – картограмма модели ректора. Выбрав на картограмме конкретную ТВС, можно вывести детальную информацию о ней в отдельном окне, как показано на рисунке 1.6. Таким образом, пользователь видит координаты сборки, ее перемещения по активной зоне; количество наработанных эффективных суток; концентрации изотопов в ней по высоте расчетной модели.



1 – перечень типов ТВС в зоне; 2 – картограмма реактора БН-800.

Рисунок 1.5 – Интерфейс BNcode

Информация о ТВС

Выбрана ТВС № 5

Двухкоординатный № 22-22

Спиральный № 5

Расположение ТВС АЗ

Предыстория ТВС Свежая ТВС

Тип ТВС ЗМО-1 18.2% РУ ТХК эк-164 вф

Наработка ТВС, эфф.сут. 0.00

Архивный № 104580

Таблица плотности

	lzName	L=0 Z=101	L=1 Z=102	L=2 Z=103	L=3 Z=104	L=4 Z=105	L=5 Z=106	L=6 Z=107	L=7 Z=108	L=8 Z=109	L=9 Z=110
▶	U235	0.00000E+00	5.80338E-05	5.80338E-05	5.80338E-05	5.80338E-05	5.80338E-05	8.00447E-06	8.00447E-06	8.00447E-06	8.00447E-06
	U236	0.00000E+00	3.74703E-05	3.74703E-05	3.74703E-05	3.74703E-05	3.74703E-05	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	U238	0.00000E+00	8.89805E-03	8.89805E-03	8.89805E-03	8.89805E-03	8.89805E-03	6.87107E-03	6.87107E-03	6.87107E-03	6.87107E-03
	PU39	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.09201E-03	1.09201E-03	1.09201E-03	1.09201E-03
	PU40	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.37155E-04	1.37155E-04	1.37155E-04	1.37155E-04
	PU41	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.91947E-05	1.91947E-05	1.91947E-05	1.91947E-05
	PU42	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.21801E-05	2.21801E-05	2.21801E-05	2.21801E-05
	TH30	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	PA31	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	U232	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	U233	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	U234	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	NP37	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	NP39	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	PU36	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	PU38	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	9.86319E-06	9.86319E-06	9.86319E-06	9.86319E-06
	AM41	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.14217E-06	1.14217E-06	1.14217E-06	1.14217E-06
	AM2M	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	AM43	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	CM42	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	CM43	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	CM44	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	CM45	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	CM46	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	TH32	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	PA33	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	FP35	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	FP39	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
	O	0.00000E+00	1.79871E-02	1.79871E-02	1.79871E-02	1.79871E-02	1.79871E-02	1.63213E-02	1.63213E-02	1.63213E-02	1.63213E-02
	NA	8.41100E-03	8.39700E-03	8.39700E-03	8.39700E-03	8.39700E-03	8.39700E-03	8.15800E-03	8.15800E-03	8.15800E-03	8.15800E-03

Рисунок 1.6 – Представление информации по сборке

Для того, чтобы сформировать задание на следующую микрокампанию, необходимо указать файл топливного архива, полученный с АЭС, и задание TRIGEX конца предыдущей микрокампании. После нажатия кнопки «Сформировать задание» производится запуск программы OVERLOAD, которая осуществляет создание расчетного задания для новой микрокампании. На рисунке 1.7 представлена последовательность работы комплекса с программой перегрузки.

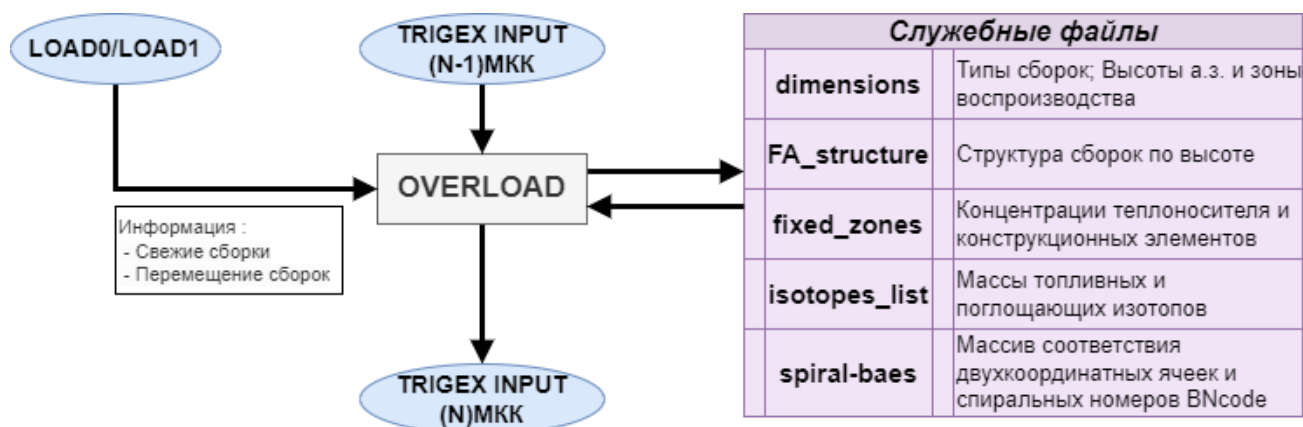


Рисунок 1.7 – Блок-схема работы программы перегрузки

После формирования расчетного задания происходит автоматическая двухэтапная проверка правильности перегрузки активной зоны реактора. На первом этапе при формировании задания проверяются ТВС, которые не перегрузились по той или иной причине. Пользователю выводится окно с указанием номера ячейки и типа ошибки, например, в таблицах загрузки не найдена ячейка или в служебных файлах нет описания типа сборки. На втором этапе с помощью вычислительного комплекса происходит решение обратной задачи: концентрации материалов созданной расчетной модели пересчитываются в килограммы загрузки и сравниваются с исходными данными, полученными от персонала АЭС.

1.4.2 Интерфейс организации расчетов

Как уже отмечалось ранее в сервисную оболочку интегрированы нейтронно-физические и теплогидравлические коды (программы для ЭВМ). Для работы с входными и выходными файлами разных расчетных программы, был создан интерфейс организации расчетов. По типу расчетной задачи (расчет $k_{эф}$, эффектов реактивности, температур в реакторе, решение задачи выгорания и т.п.) интерфейс выбирает коды для ее решения.

На рисунке 1.8 представлена работа с кодами на платформе BNcode с помощью интерфейса организации расчетов. Показан пример расчета критичности активной зоны, при выборе этой задачи, как видно на рисунке 1.8, пользовательское

окно разделилось на три части, каждая из которых отвечает за конкретную расчетную программу, которые вместе используются для решения этой задачи. При работе с расчетным заданием пользователь может автоматическим образом через кнопку «Выставить СУЗ» переместить органы регулирования реактором в любое положение по высоте активной зоны. Программа по автоматическому движению СУЗ была разработана лично автором. При нажатии кнопки «Произвести расчет» происходит запуск расчета.

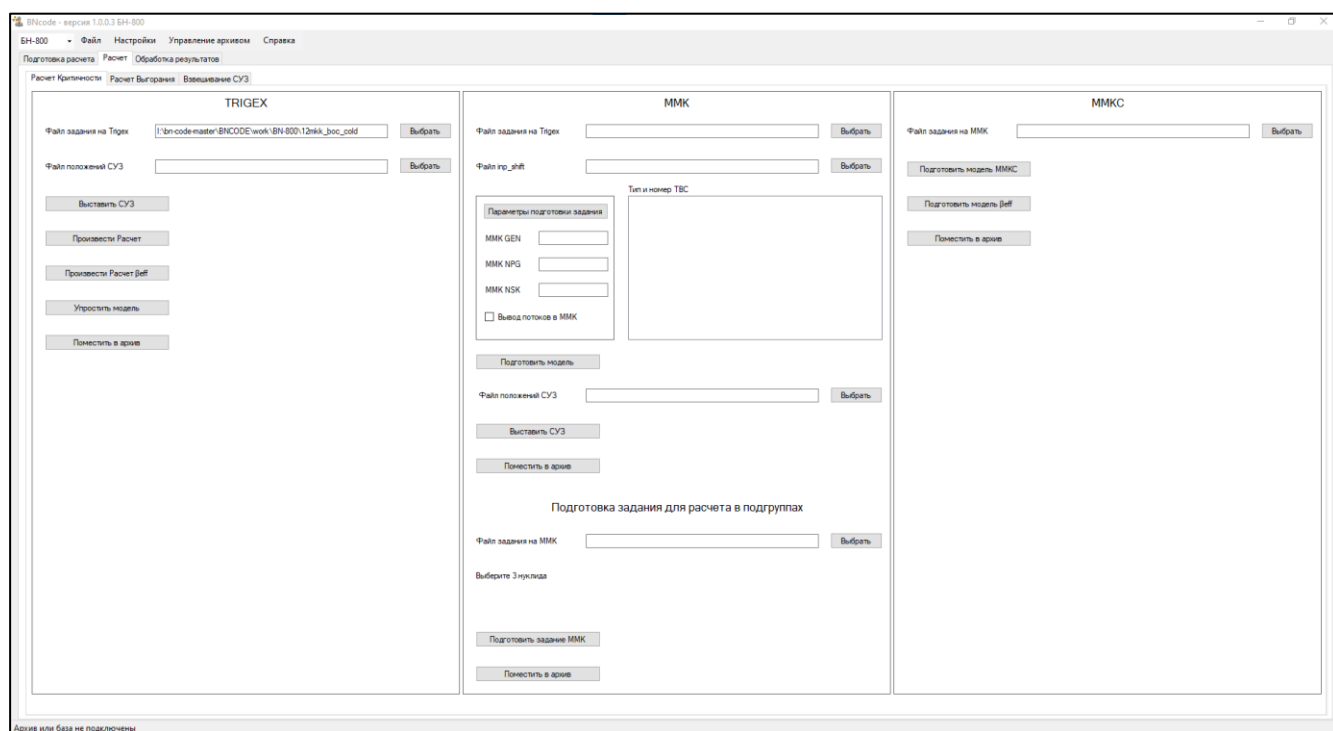


Рисунок 1.8 – Интерфейс BNcode, осуществление расчета критичности

Расчет эффективности одиночных и групп СУЗ осуществляется с помощью прецизионных кодов ММКК и ММКС. Во вкладке «Взвешивание СУЗ» организована работа для циклической генерации заданий на ММКК и ММКС. Пользователь может произвести расчет как одиночных СУЗ, так и групп СУЗ. Вид вкладки показан на рисунке 1.9.

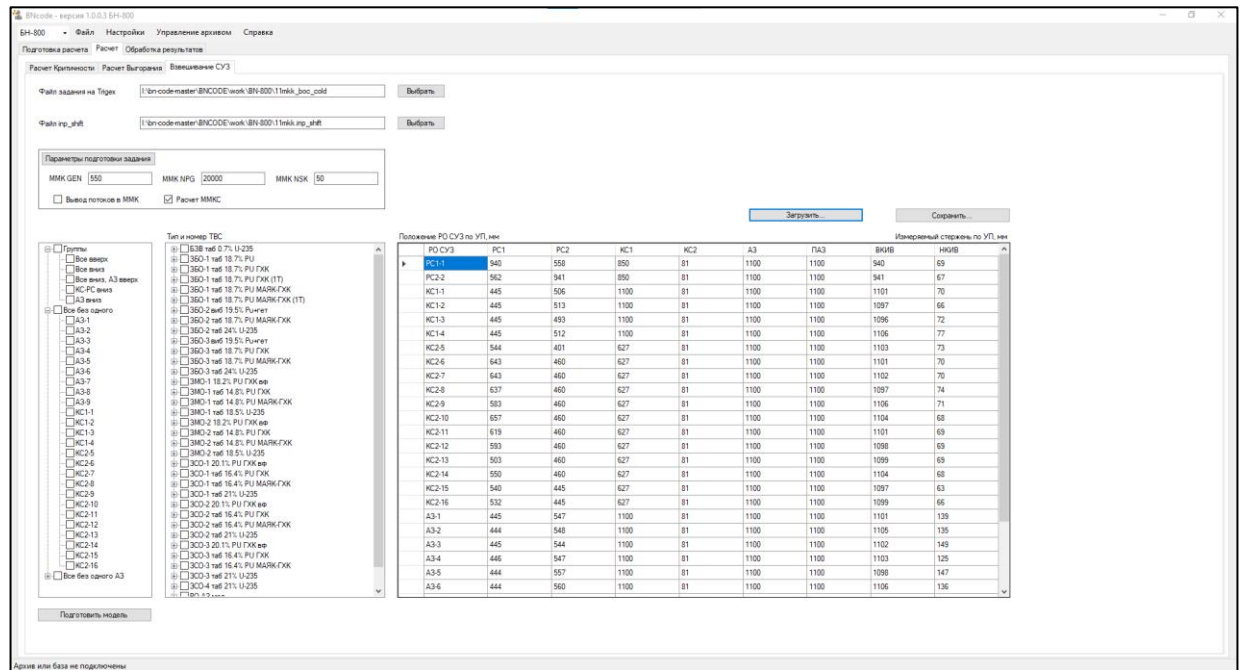


Рисунок 1.9 – Определение эффективности одиночных и групп СУЗ

Для расчета температур в вычислительный комплекс интегрирован код MIF-2. При формировании «горячей» модели используется связка программ TRIGEX и MIF-2. Программы TRIGEX и MIF-2 функционируют независимо друг от друга, то есть они не объединены в единый модуль с обменом данными через оперативную память. Взаимодействие между программами происходит через внешние файлы.

MIF-2 используется для расчёта одной тепловыделяющей сборки. Поэтому основная задача интеграции этих программ заключалась в автоматизации процесса расчёта всех тепловыделяющих сборок, указанных в расчётном задании, с использованием программы MIF-2. В программу передаётся энерговыделение каждой сборки, после чего формируется входной файл, соответствующий типу сборки. Все эти функции автоматически выполняются в рамках комплекса TRIUM.

TRIGEX предоставляет выходные данные, такие как среднее значение энерговыделения по гексагональным ячейкам и соответствующие коэффициенты неравномерности по сечению этих ячеек (усреднённые по их высоте).

Алгоритм формирования горячей модели показан на рисунке 1.10.

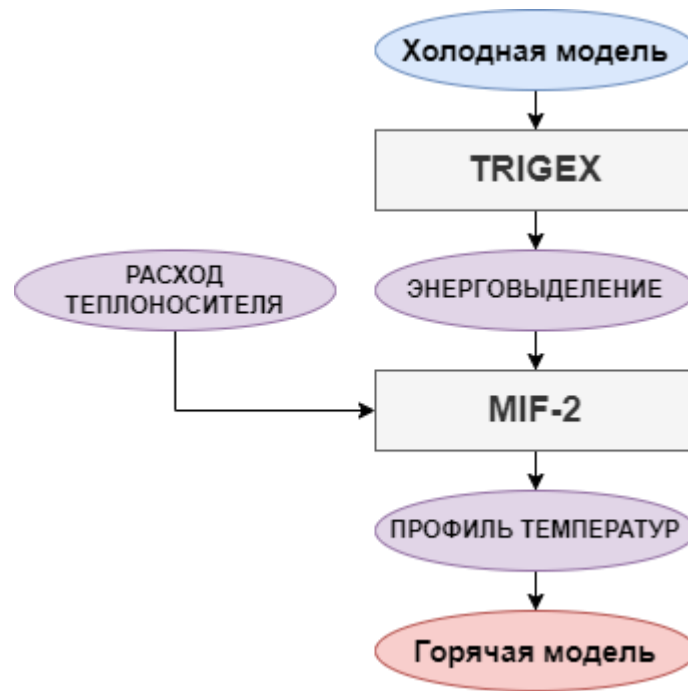


Рисунок 1.10 – Блок-схема изменения задания на TRIGEX из холодного в горячее

Решение задачи изотопной кинетики выведено в отдельное окно и показано на рисунке 1.11.

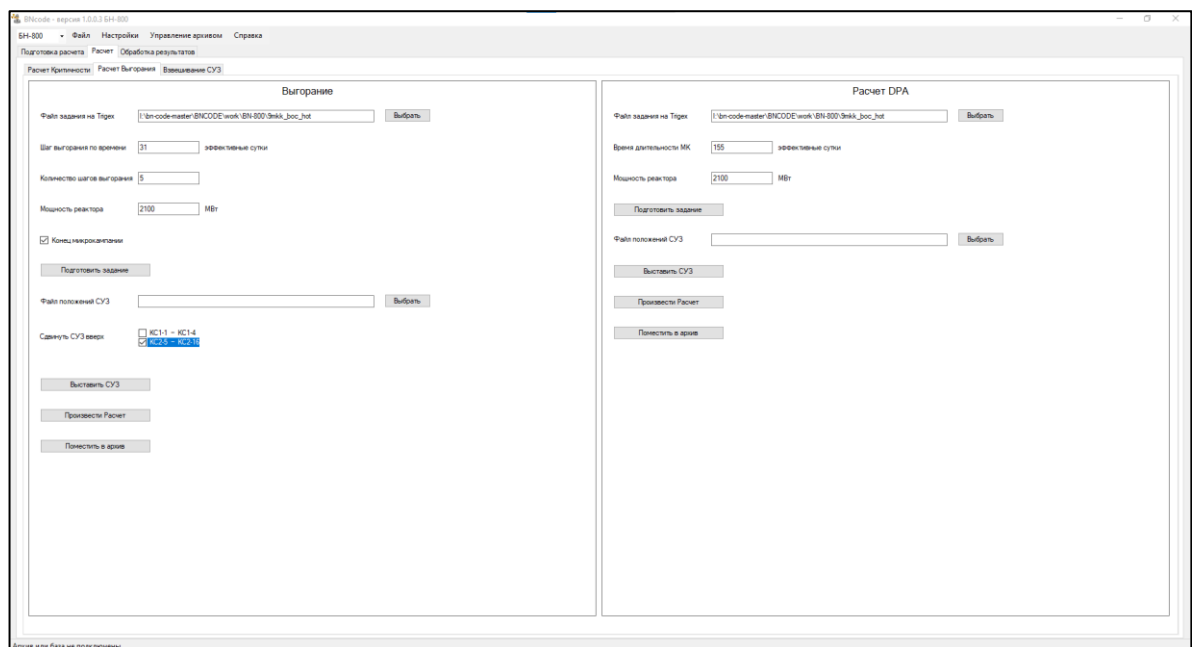


Рисунок 1.11 – Организация расчета выгорания топлива в процессе работы реактора

В данном окне указывается расчетное задание, количество шагов выгорания, количество эффективных суток за один шаг, и номинальная мощность реактора. Расчеты проводятся в цикле с перемещением СУЗ по высоте активной зоны реактора.

Для решения уравнений изотопной кинетики в TRIGEX используется программный модуль CARE, разработанный А.Л. Кочетковым. В этом модуле рассчитываются концентрации 42 основных реакторных актинидов («горящих» изотопов) от ^{228}Th до ^{252}Cf . Заложены 20 цепочек, которые учитывают «добавки» в накопление рассматриваемого изотопа по различным каналам – это α , β^- и β^+ распады, а также нейтронные реакции (n, f) , (n, c) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$. Взаимодействия, вызванные α -частицами и γ -излучением, явным образом не учитываются, хотя имеется возможность их частичного учета посредством внесения «поправок» в сечение реакции $(n, 2n)$ на величину известной пользователю доли (γ, n) -реакции. Схема ядерных превращений, принятая в программе CARE, определена опытом расчетов изотопного состава топлива быстрых реакторов, работающих в урановом, уран-плутониевом и торий-урановом топливных циклах, а также в топливных циклах с добавками в топливо «младших» актинидов, таких как Np, Am, Cm.

1.4.3 Интерфейс обработки результатов

Файл результатов расчетов достигает размера от 60 до 200 МБ данных, поэтому работать с ними через обычный текстовый редактор сложно. Для обработки больших файлов и визуализации расчетов в BNcode разработан интерфейс обработки результатов.

Основные единые численные значения, такие как $k_{эф}$ или $\beta_{эф}$, выводятся в отдельном текстовом поле, остальные результаты – в виде картограмм, графиков или таблиц. На рисунке 1.12 показан пример обработки результатов нейтронно-физических расчетов через интерфейс платформы BNcode.

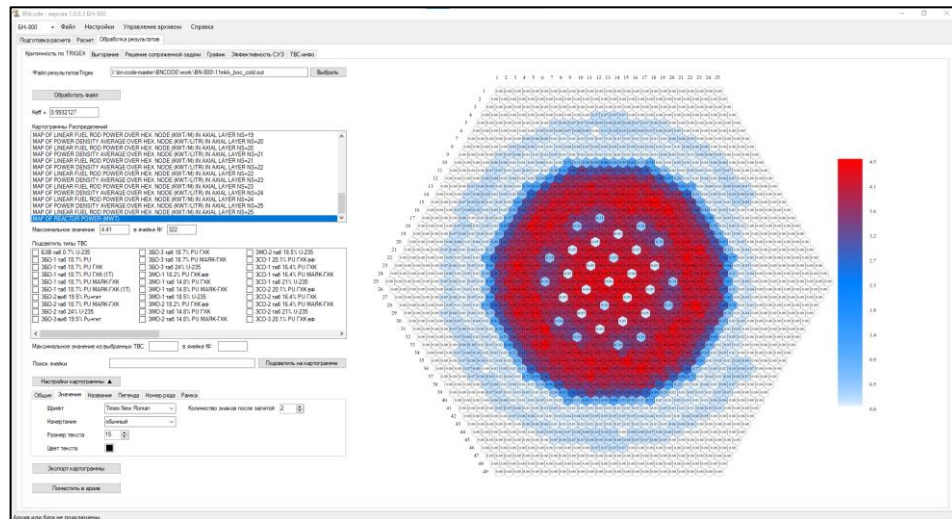


Рисунок 1.12 – Интерфейс платформы BNcode. Обработка результатов расчетов нейтронно-физических характеристик

С помощью интерфейса обработки можно построить картограмму энерговыделения, удельного энерговыделения и накопления повреждающей дозы. В левой части выводится информация, указывающая максимальные значения для построенной картограммы и выбранным типам сборок.

Помимо картограмм в вычислительном комплексе предусмотрено построение графиков температур. Данный график продемонстрирован на рисунке 1.13.

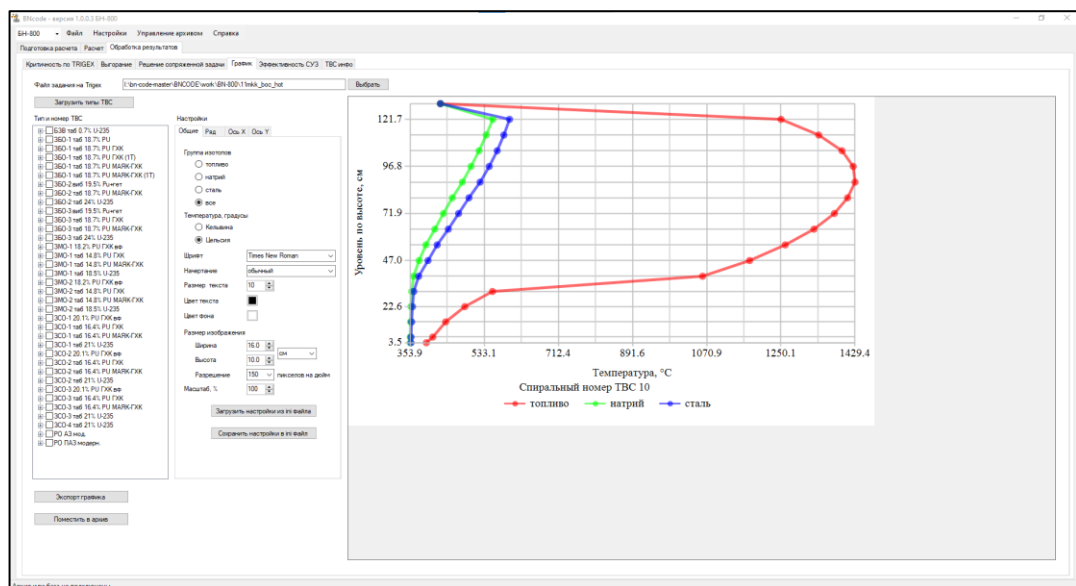


Рисунок 1.13 – Интерфейс BNcode, представление графика температур

На графике выводится аксиальное значение температуры топлива, конструктивных элементов и теплоносителя для выбранной ТВС, так же предусмотрен инструментарий для редактирования графика.

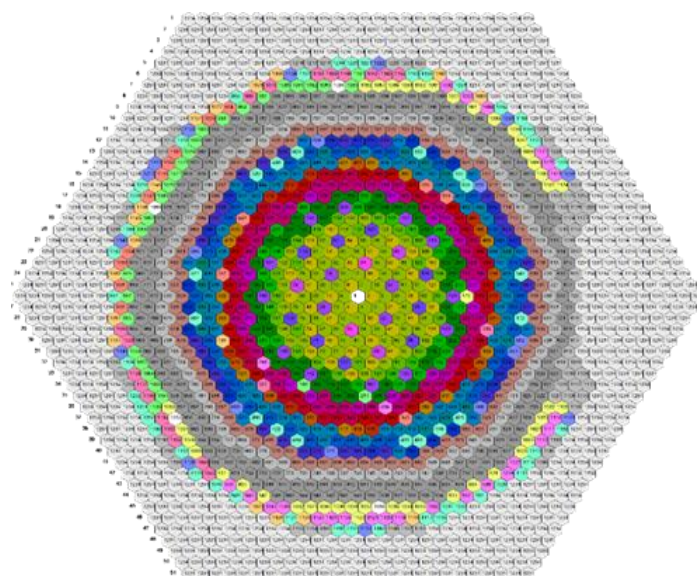
С помощью интерфейса обработки можно построить таблицу эффективности одиночных органов СУЗ. Пользователь вводит номер микрокампании, интерфейс BNcode обрабатывает файлы результатов расчетов и строит таблицу, в которой выведены значения $k_{эф}$ и произведен расчет реактивности. Пример такой таблицы и другие примеры работы интерфейсов платформы BNcode представлены в приложении А.

1.4.4 Модуль планирования постановки в активную зону облучательных устройств различного класса

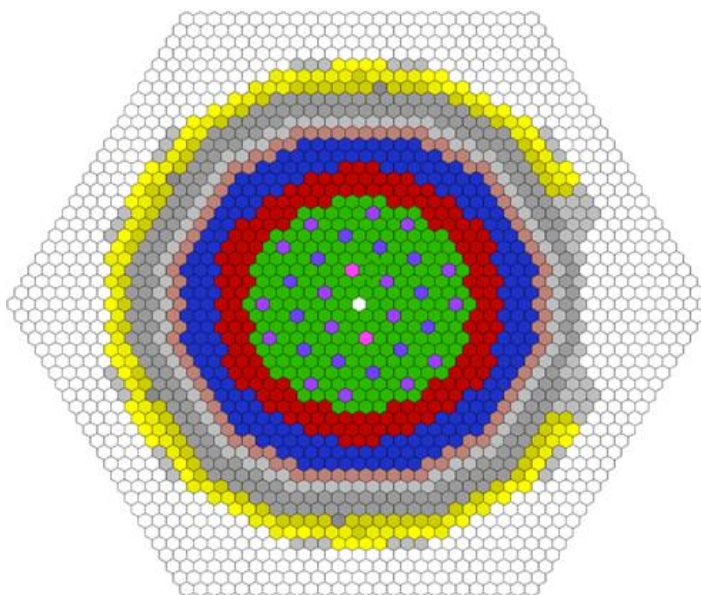
Энергоблок БН-800 (кроме своего прямого назначения – выработки электроэнергии) будет использован для отработки технологий замыкания ядерного топливного цикла. В связи с этим в активную зону реактора в последующие микрокампании планируется постановка ЭТВС, а также облучательных устройств (далее - ОУ) различного класса. Так, например, в 14-ю микрокампанию реактора БН-800 в активную зону будет произведена постановка ЭТВС с высоким содержанием изотопов Am и Np, для отработки технологии выжигания минорных актинидов.

Для постановки ЭТВС в активную зону реактора необходим определенный алгоритм по расчетному планированию экспериментов подобного рода. Проведения такого расчетного планирования на базе подробной модели (порядка 30 000 физических зон) достаточно трудоемко и малоэффективно. Поэтому для выполнения данных расчетных задач был создан модуль планирования экспериментов на реакторе БН-800 по постановке ЭТВС и ОУ различного класса. С помощью данного модуля осуществляется упрощение подробной модели, объединение сборок и усреднение температур и концентраций уникальных физических зон.

С помощью модуля можно проводить упрощения различной сложности, например, можно объединить все сборки по кольцам обогащения, далее разбить их по кратности перегрузки, выбрать одну сборку (например, ЭТВС) и оставить ее уникальной, а все окружение «замешать» в один состав. Такие же операции по усреднению состав можно осуществлять и по высоте расчетной модели. На рисунке 1.14 продемонстрирована картограмма подробной модели и один из вариантов ее упрощенной версии.



а) подробная модель



б) упрощенная модель

Рисунок 1.14 – Представление подробной и упрощенной модели БН-800

1.5 Выводы по материалам главы 1

Создан новый расчетно-вычислительный комплекс для расчетного сопровождения реактора БН-800 – BNcode.

BNcode – это интегрированная платформа с широкими возможностями расчетного моделирования. Она имеет современный интерфейс, который позволяет менять расчетные модули и адаптировать входные и выходные данные. Данная программа зарегистрирована в государственном реестре под номером 2020661744 от 30 сентября 2020 года. С помощью вычислительного комплекса обеспечена полная автоматизация расчетов реактора БН-800.

Особенностью комплекса является использование для нейтронно-физических расчетов прецизионных методов моделирования, для расчета полей температур при выводе реактора на мощность – теплогидравлического кода.

В процессе создания BNcode были разработаны:

- структура базы данных (БД800) и осуществлена организация работы с ней через платформу BNcode;
- алгоритмы и модули подготовки расчетных заданий на основе базы данных;
- алгоритм, который позволяет автоматизировать проведение расчетов с помощью расчетных кодов комплекса. Этот алгоритм отслеживает состав активной зоны реактора БН в процессе эксплуатации, учитывая такие факторы, как выгорание топлива и поглотителя, перегрузку активной зоны и движение органов системы управления и защиты.;
- интерфейс обработки результатов расчетов, с помощью которых пользователь может в удобной для него форме получить необходимую информацию о нейтронно-физических характеристиках реактора;
- модуль создания упрощенных (бенчмарк) моделей критических состояний реактора для планирования экспериментов, связанных с облучением ЭТВС.

ГЛАВА 2 РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ ТЕСТОВЫХ И ПРЕЦИЗИОННЫХ МОДЕЛЕЙ ИЗМЕРЕНИЙ, ВЫПОЛНЕННЫХ В РЕАКТОРЕ БН-800

2.1 Генерация расчетных моделей активной зоны реактора БН-800

В вычислительном комплексе BNcode разработана базовая модель активной зоны реактора БН-800, так называемый «скелет» расчетной модели. Радиальный и аксиальный ее вид показан на рисунках 2.1, 2.2 соответственно. Данная модель разработана при участии автора работы. В расчетной модели все сборки характеризуется уникальным расчетным типом пакета. В вертикальном (аксиальном) направлении каждый пакет разделен на несколько отдельных физических зон, а в радиальном направлении он представлен как однородная шестигранная призма. Базовая расчётная модель включает:

- 1234 пакета (1233 уникальных, 1234 – для формирования правильного шестигранника);
- 30850 физических зон;
- 25 расчетных слоев;
- 39 изотопа.

Файл с расчетной моделью занимает приблизительно 16 Мб и насчитывает около 228000 строк. Создание и обработка больших файлов обычным текстовым редактором практически невозможна, и неизбежно приведет к возникновению ошибок, связанных с человеческим фактором. В вычислительном комплексе для работы с этими файлами разработаны специальные модули, с помощью которых в расчетных моделях можно автоматически изменять положения РО СУЗ или создавать гетерогенные прецизионные модели на основе базовой гомогенной. Время работы данных модулей занимает секунды.

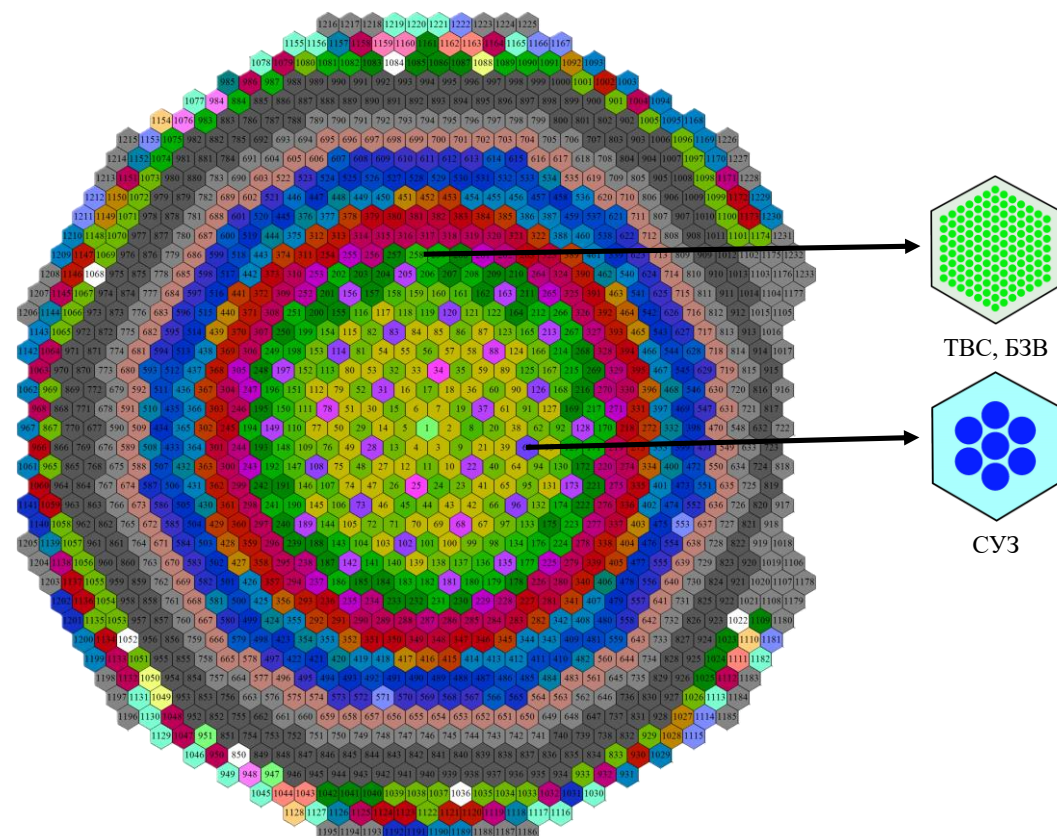


Рисунок 2.1 – Базовая расчетная модель реактора БН-800
(радиальный вид)

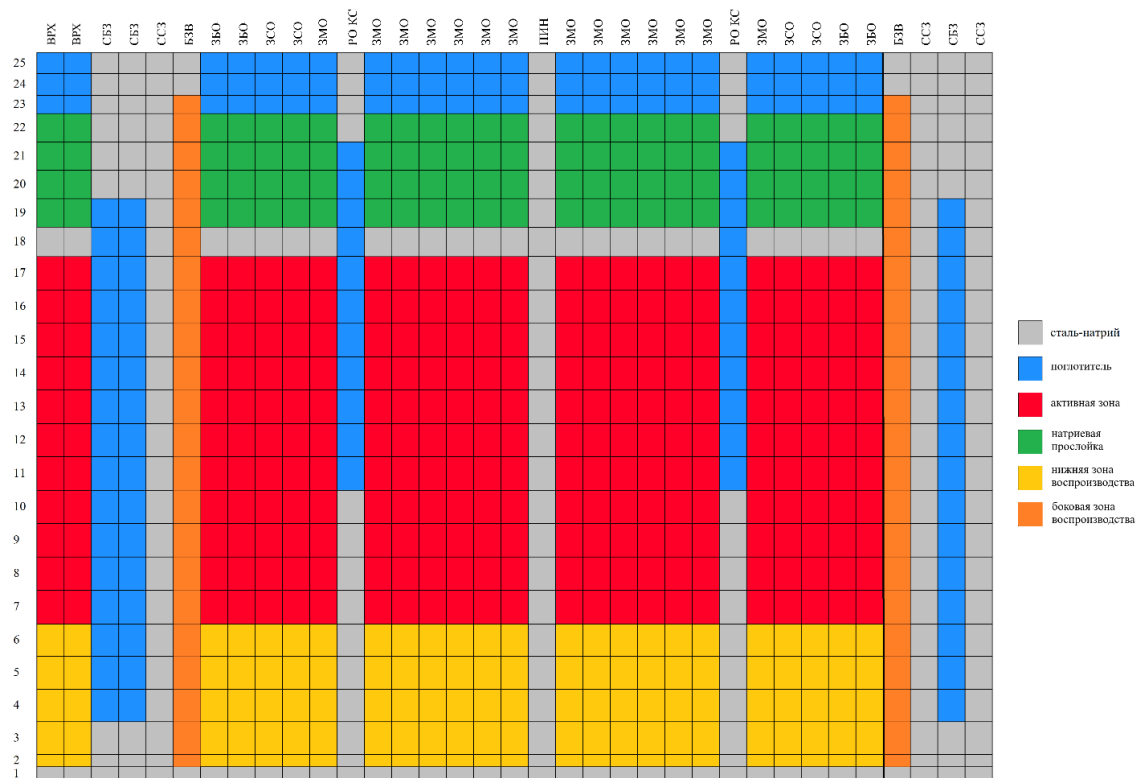


Рисунок 2.2 – Аксиальный вид базовой модели БН-800

Для вычислительного комплекса разработаны два типа моделей, описывающие горячее (на номинальной мощности реактора) и холодное состояние (на МКУ). На рисунке 2.3 представлена схема типовых ТВС. Общая высота модели, описывающее холодное состояние, составляет 178,9 см, активная зона занимает 11 слоев по 8,2 см, «размер под ключ» ячейки равен 10,04 см. В случае формирования горячей модели, размеры увеличиваются, и общая высота модели составляет 180,24 см, высота слоев активной зоны равна 8,3 см, «размер под ключ» ячейки достигает 10,06 см.

№ Слой	Высоты, см		Типы сборок					
	Холодное состояние	Горячее состояние	UO2	СТТ	СВУТ	БЗВ	СБЗ	ССЗ
25	5.256	5.263						
24	5.256	5.263						
23	4.502	4.514						
22	6.972	6.990						
21	6.972	6.990						
20	6.972	6.990						
19	6.972	6.990						
18	7.221	7.240						
17	8.200	8.300						
16	8.200	8.300						
15	8.200	8.300						
14	8.200	8.300						
13	8.200	8.300						
12	8.200	8.300						
11	8.200	8.300						
10	8.200	8.300						
9	8.200	8.300						
8	8.200	8.300						
7	8.200	8.300						
6	8.024	8.045						
5	8.024	8.045						
4	8.024	8.045						
3	8.024	8.045						
2	3.002	3.010						
1	3.501	3.510						



- активная зона
- торцевой экран
- зона воспроизводства
- ВС4
- стальная конструкция
- натриевая полость

Рисунок 2.3 – Размеры и высотная разбивка базовой модели

В процессе эксплуатации активной зоны реактора положение рабочих органов СУЗ постоянно меняется в зависимости от выгорания топлива или изменения его температуры. Персонал БАЭС отслеживает положение РО СУЗ по указателю положения (УП). Чтобы подготовить расчётную модель, нужно задать другое значение положения регулирующих стержней — от верхней части активной зоны до нижнего среза поглотителя. Для перевода из положения УП в положение

РО СУЗ в расчетной модели используются специальные формулы (2.1, 2.2):

$$HDS = \frac{L - \text{УП}}{10}, \quad (2.1)$$

$$L = H - (LZ - LS) + DT + DS + DZ, \quad (2.2)$$

где L, H, LZ, LS, DT, DS, DZ – удлинение штанг приводов СУЗ, соответствующие состоянию реактора, см. таблицу 2.1, мм;

УП – положение органа СУЗ по УП, мм.

Таблица 2.1 – Принятые удлинения штанг органов СУЗ

		Холодная модель		Горячая модель	
		КС, АЗ ПАЗ	РС	КС, АЗ ПАЗ	РС
H	высота активной зоны в холодном состоянии, мм	902	902	902	902
LZ	расстояние от среза головки ТВС до низа а.з., мм	1830	1830	1830	1830
LS	расстояние от среза головки СУЗ до низа поглотителя, мм	1887	1887	1817	1817
DT	удлинение активной части топливного столба ТВС, мм	0	0	11	11
DS	удлинение штанги СУЗ, мм	0	0	30	30
DZ	удлинение торцевой части топливного столба ТВС, мм	0	0	1	1

Информация по изотопному составу каждой ТВС приходит от персонала БАЭС в килограммах. При формировании расчетной модели ядерная концентрация изотопа в физической зоне определяется по формуле (2.3):

$$\rho = \frac{m \cdot 0,6023}{M_A \cdot V} \quad (2.3)$$

где m – масса изотопа, находящегося в физической зоне, в граммах;

V – объем физической зоны, в см³;

M_A – атомная масса изотопа.

При формировании «горячей» модели концентрации пересчитываются по формуле (2.4):

$$\rho_{\text{гор}} = \frac{\rho_{\text{хол}} \cdot V_{\text{хол}}}{V_{\text{гор}}} \quad (2.4)$$

где $\rho_{\text{хол}}$ – концентрация изотопов в холодной модели в физической зоне, в ядрах/(барн·см³);

$V_{\text{хол}}/V_{\text{гор}}$ – объем пакета в холодном / горячем состоянии, в см³.

Плотность натрия при изменении температуры среды изменяется по формуле (2.5):

$$y_i = (951,4 - 0,2392 \cdot T_i)/1000 \quad (2.5)$$

где T_i – температура натрия, в Кельвин.

Новая концентрация натрия при измененной температуре определяется по формуле (2.6):

$$\rho_{Na_i^{hot}} = \rho_{Na_i^{cold}} \cdot y_i/y_0 \quad (2.6)$$

где $\rho_{Na_i^{cold}}$ – концентрация натрия в холодной модели, в ядрах/(барн·см³);

y_i/y_0 – отношение плотности натрия при изменении температуры среды.

2.2 Расчет состояний активной зоны БН-800 и заполнение баз данных

Как уже отмечалось ранее, для научного сопровождения реакторной установки БН-600 в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» в 2010 году была разработана и внедрена система ModExSys. За годы использования система показала высокую эффективность. В рамках работ по сопровождению с ее помощью ведется контроль параметров необходимых для обеспечения безопасной работы реактора БН-600. Однако она перестала поддерживаться разработчиком, ее исходные тексты

оказались недоступны. Перенести функционал работы системы ModExSys на сопровождение реактора БН-800 невозможно.

Был создан новый вычислительный комплекс по расчетному сопровождению реактора БН-800 – BNcode. В настоящее время он используется в качестве системы контроля за эксплуатацией БН-800 в подразделениях АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». Одновременно ведется работа по расширению функционала BNcode на реактор БН-600.

На данный момент с помощью BNcode было просчитано порядка 110 состояний реактора БН-800 (с 1-й по 11-ю микрокампании), сформирована БД800 – база данных загрузок реактора. Специальный модуль выгорания в BNcode позволяет отслеживать составы активной зоны реактора в процессе ее эксплуатации.

Схема проведения вычислений по отслеживанию состава активной зоны в процессе выгорания и формированию БД800 представлена на рисунке 2.4.

В качестве исходных данных для каждой микрокампании (МК) использовались:

- данные по загрузке реактора на начало МК (данные по «свежим» ТВС, их расстановка, расположение всех ТВС на картограмме);
- положение органов СУЗ в начале и конце МК;
- длительность МК в эфф. сут.

При расчете выгорания каждая микрокампания разбивалась на 5 расчетных шагов с длительностью ~ 30 эфф. суток. Последовательно после каждого расчетного шага производилась корректировка положения стержней контролирующих стержней (далее – КС). В конце каждой микрокампании выполнялась однократная выдержка на нулевом уровне мощности, соответствующая перезагрузке реактора БН-800. Затем происходило извлечение отработанных ТВС и размещение «свежих». После этого процесс повторялся.

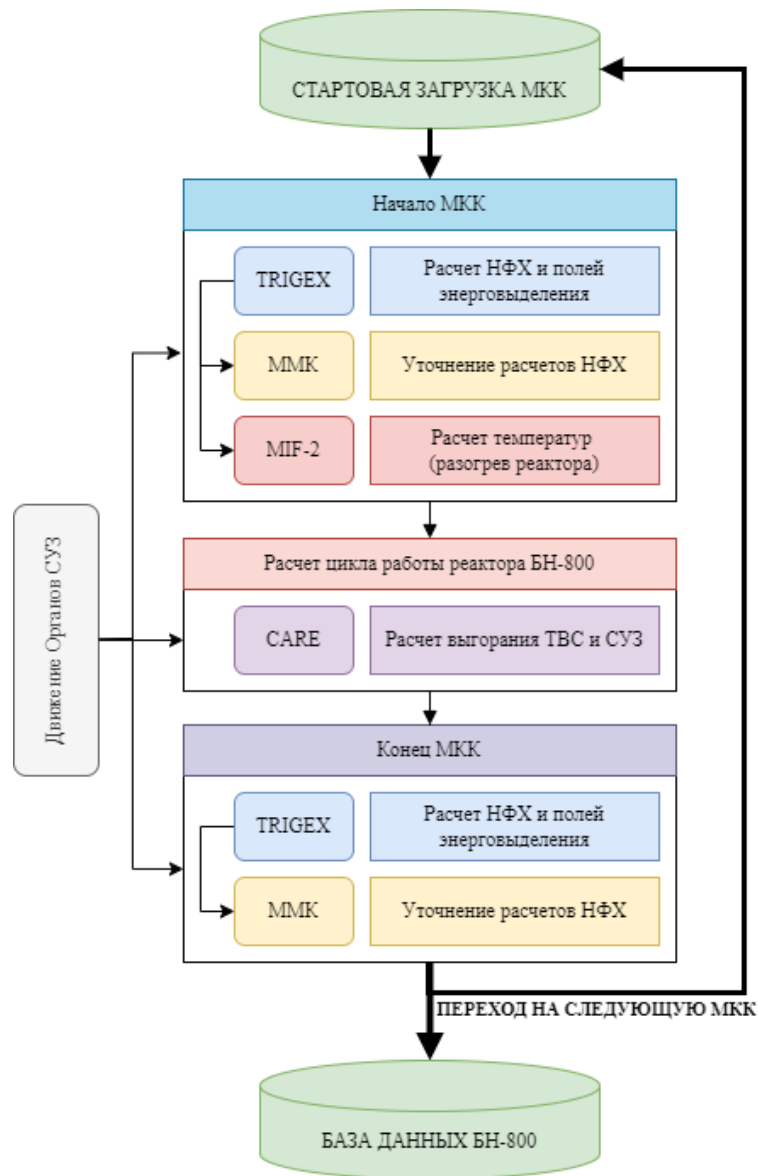


Рисунок 2.4 – Схема расчета микрокампаний (МКК) реактора БН-800

Время расчета в рамках одной микрокампании составляет:

- одного временного шага ~ 6 минут;
- одного состояния по ММКК/ММКС ~ 20/60 минут (расчеты проводились на супер-ЭВМ);

- одной микрокампании ~ 6 часов;
- цикл из 11-ти микрокампаний ~ 3 суток.

Объем сформированной базы данных составил ~ 500 Гб.

2.3 Бенчмарк модели для верификации нейтронно-физических программ

Полная загрузка МОКС-топливом активной зоны реактора БН-800 является первым опытом масштабного использования плутония в отечественных энергетических быстрых реакторах [4]. Поэтому необходимо дополнительное обоснование точности расчета характеристик РУ БН-800 при переходе на загрузку МОКС-топливом.

Все российские программы верифицированы под МОКС-топливо на моделях нулевой мощности с вставками из этого топлива. Критичность этих моделей определялась не вставками МОКС-топлива, а урановыми драйверными зонами и доля запаздывающих нейтронов в этих моделях соответствовала урановому топливу. Возможность полномасштабного моделирования активной зоны БН-800 на МОКС-топливе появилась только в настоящее время после модернизации экспериментальных стендов БФС в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и их оснащения для полномасштабного моделирования.

Важной задачей стало создание бенчмарк-моделей БН-800, описывающих его переход с гибридной активной зоны (8 МК) на полную загрузку МОКС-топливом (11 МК).

Выполнение этой работы позволило верифицировать и, при необходимости, уточнить программы и константы на полномасштабной модели реактора, смоделировать переходный период с уранового на МОКС-топливо.

В период с 8-й по 11-ю микрокампанию состав активной зоны БН800-01Г [10] изменялся. Восьмая микрокампания была последним интервалом работы реактора с гибридной зоной, сформированной преимущественно из ТВС с урановым топливом. По ее окончании началось формирование активной зоны с полной загрузкой МОКС-топливом. Информация по изменению состава активной зоны в рассматриваемый период эксплуатации реактора представлена в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Доля ТВС с МОКС-топливом с 8-й по 11-ю МК

Номер микрокампании	8	9	10	11
Доля ТВС МОКС, %	5	34	61	93

Бенчмарк включает в себя описание активной зоны для 4-х микрокампаний:

- 1) 8-я МК – активная зона с минимальным числом ТВС с МОКС-топливом;
- 2) 9-я МК – активная зона с 1/3 ТВС с МОКС-топливом;
- 3) 10-я МК – активная зона с 2/3 ТВС с МОКС-топливом;
- 4) 11-я МК – активная зона с полной загрузкой МОКС-топливом.

Тестовые модели разработаны на базе полных моделей для этих микрокампаний в рамках расчетного комплекса BNcode из архива топливных сборок реактора, в котором содержится информация по всем состояниям жизненного цикла реактора БН-800.

Тестовые модели сформированы следующим образом:

- ТВС зоны малого, среднего и большого обогащения (далее - ЗМО, ЗСО и ЗБО, соответственно) объединены в группы по обогащению и по типу топлива;
- размеры ТВС приняты для «холодного» состояния, состав ТВС – гомогенный по шестигранной призме;
- шаг расположения гексагональной ячейки в плоскости – 10,04 см;
- высота активной зоны – 90,2 см (и для уранового, и МОКС-топлива);
- температура для модели принята 513 К;
- стержни СУЗ выставлены в критическое положение на начало каждой из микрокампаний. Для этого основная расчетная сетка немного изменяется.

На рисунках 2.5–2.8 представлены картограммы загрузки активной зоны БН-800 с 8-й по 11-ю микрокампанию. Нумерация пакетов в картограммах начинается со сборок, расположение которых не меняется в течение микрокампании (СУЗ, БЗВ (боковая зона воспроизводства), ССЗ (сборка стальной защиты) и т.д.).

ТВС с таблеточным МОКС-топливом отличается от ТВС с урановым топливом. В ее верхней части размещается натриевая полость и поглощающий

экрана из карбида бора вместо верхнего воспроизводящего экрана из обедненного диоксида урана.

Конструкция ТВС с виброуплотненным МОКС-топливом (далее – ВИБРО) подобна конструкции ТВС с урановым топливом.

На рисунке 2.9 представлена комплектация сборок реактора БН-800. На рисунке 2.10 представлено расположение стержней СУЗ на верхний, нижний концевой выключатель (далее - ВКИВ и НКИВ соответственно).

На основе разработанных бенчмарков была оценена методическая составляющая погрешности для инженерных программ при переходе на полную загрузку МОКС-топливом, результаты расчетов приведены в подразделе 2.3.

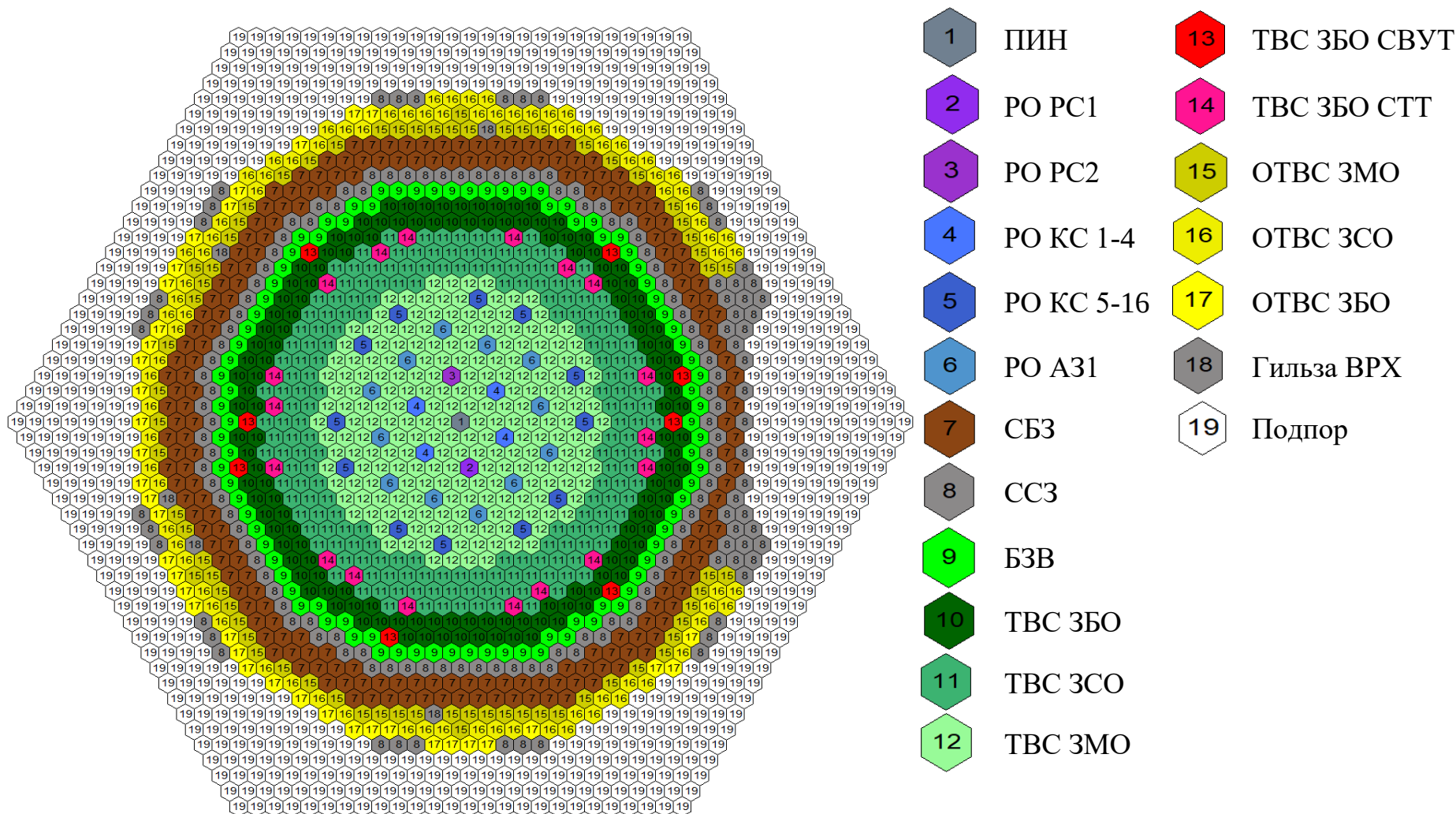


Рисунок 2.5 – Картограмма реактора БН-800 для 8-й МК (1–19 – нумерация пакетов)

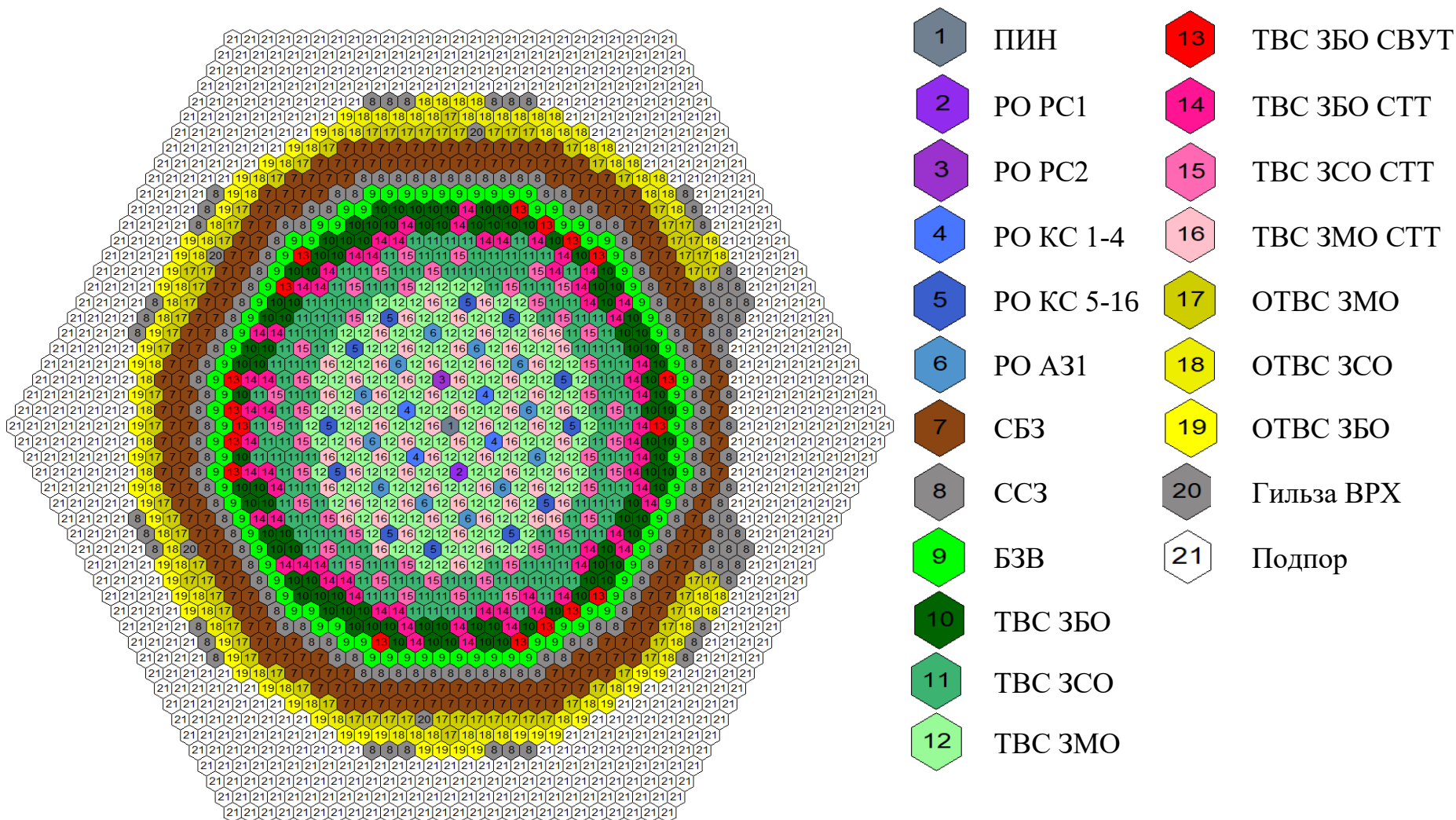
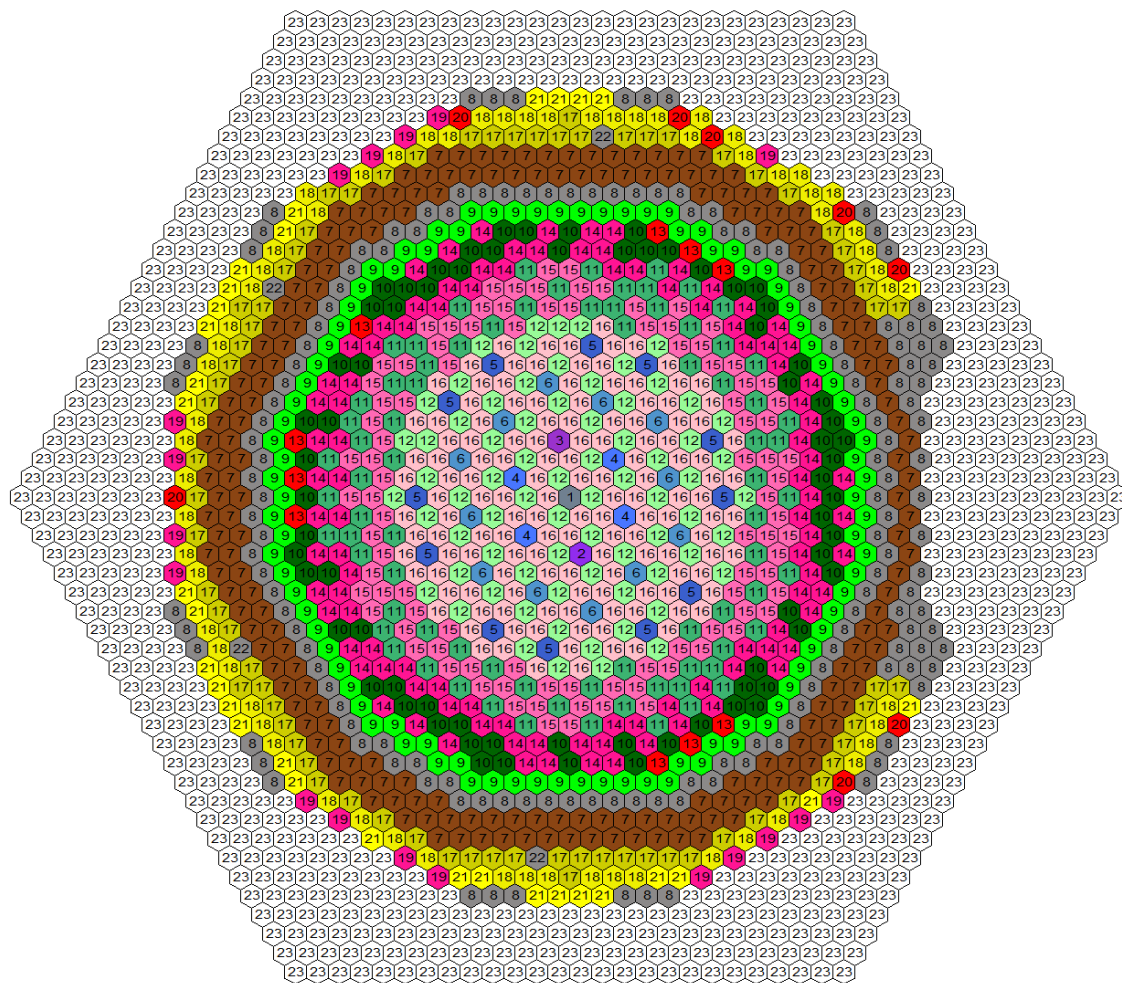


Рисунок 2.6 – Картограмма реактора БН-800 для 9-й МК (1–21 – нумерация пакетов)



- | | | | |
|----|------------|----|---------------|
| 1 | ПИН | 13 | ТВС ЗБО СВУТ |
| 2 | РО РС1 | 14 | ТВС ЗБО СТТ |
| 3 | РО РС2 | 15 | ТВС ЗСО СТТ |
| 4 | РО КС 1-4 | 16 | ТВС ЗМО СТТ |
| 5 | РО КС 5-16 | 17 | ОТВС ЗМО |
| 6 | РО АЗ1 | 18 | ОТВС ЗСО |
| 7 | СБЗ | 19 | ОТВС ЗБО СВУТ |
| 8 | ССЗ | 20 | ОТВС ЗБО СТТ |
| 9 | БЗВ | 21 | ОТВС ЗБО |
| 10 | ТВС ЗБО | 22 | Гильза ВРХ |
| 11 | ТВС ЗСО | 23 | Подпор |
| 12 | ТВС ЗМО | | |

Рисунок 2.7 – Картограмма реактора БН-800 для 10-й МК (1–23 – нумерация пакетов)

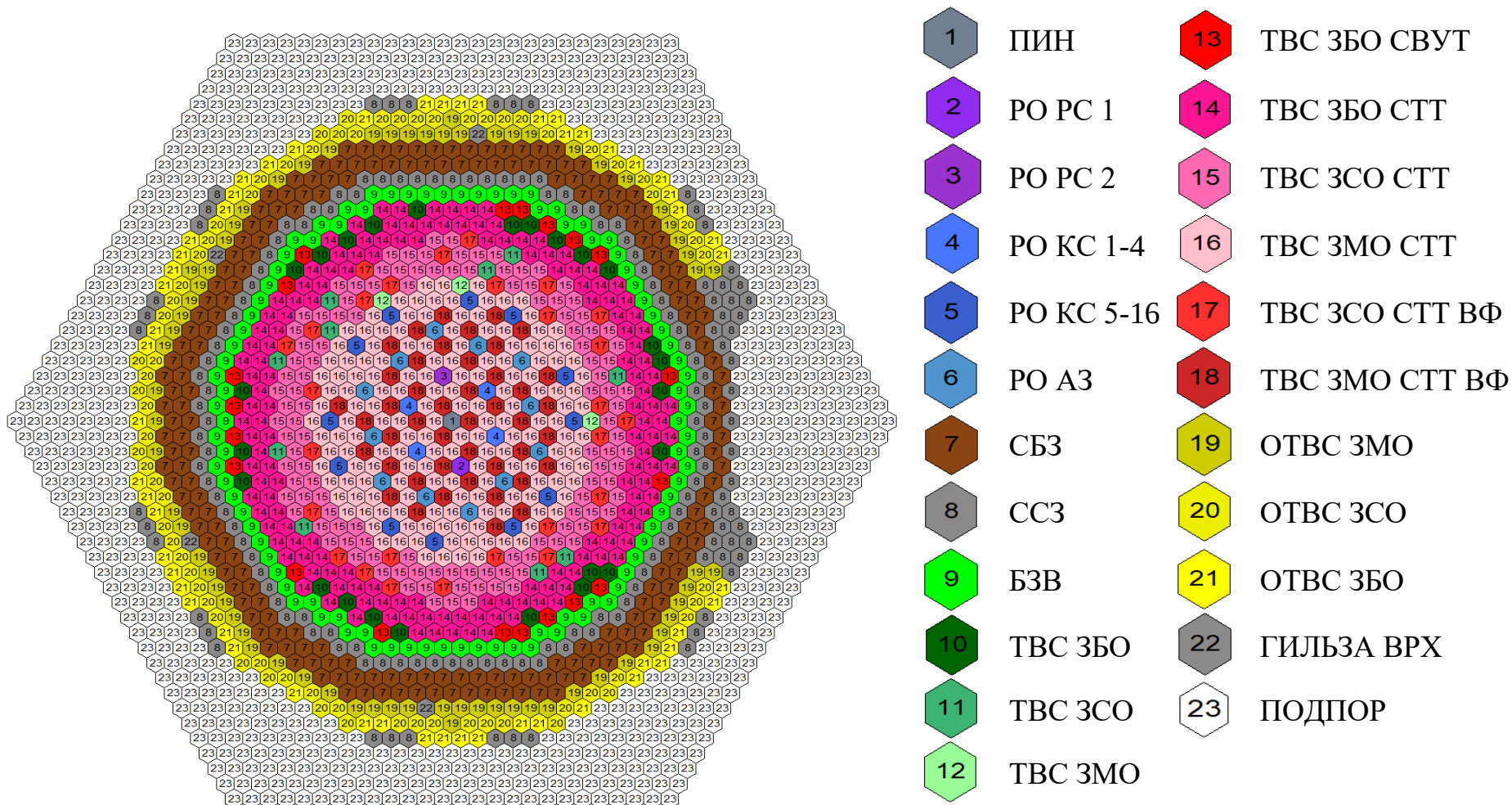


Рисунок 2.8 – Картограмма реактора БН-800 для 11-й МК (1–23 – нумерация пакетов)

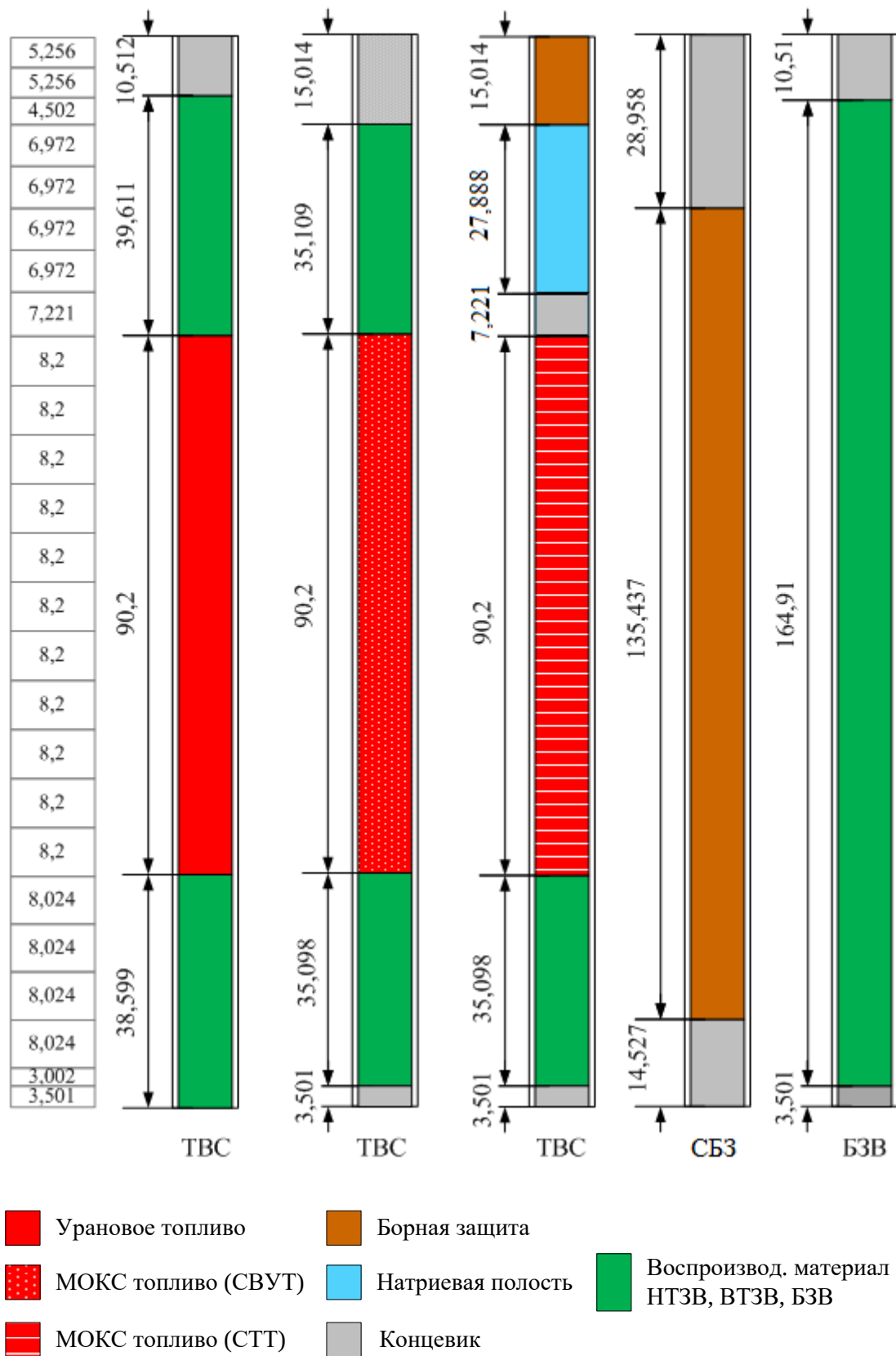


Рисунок 2.9 – Комплектация сборок реактора БН-800 (размерность в см)

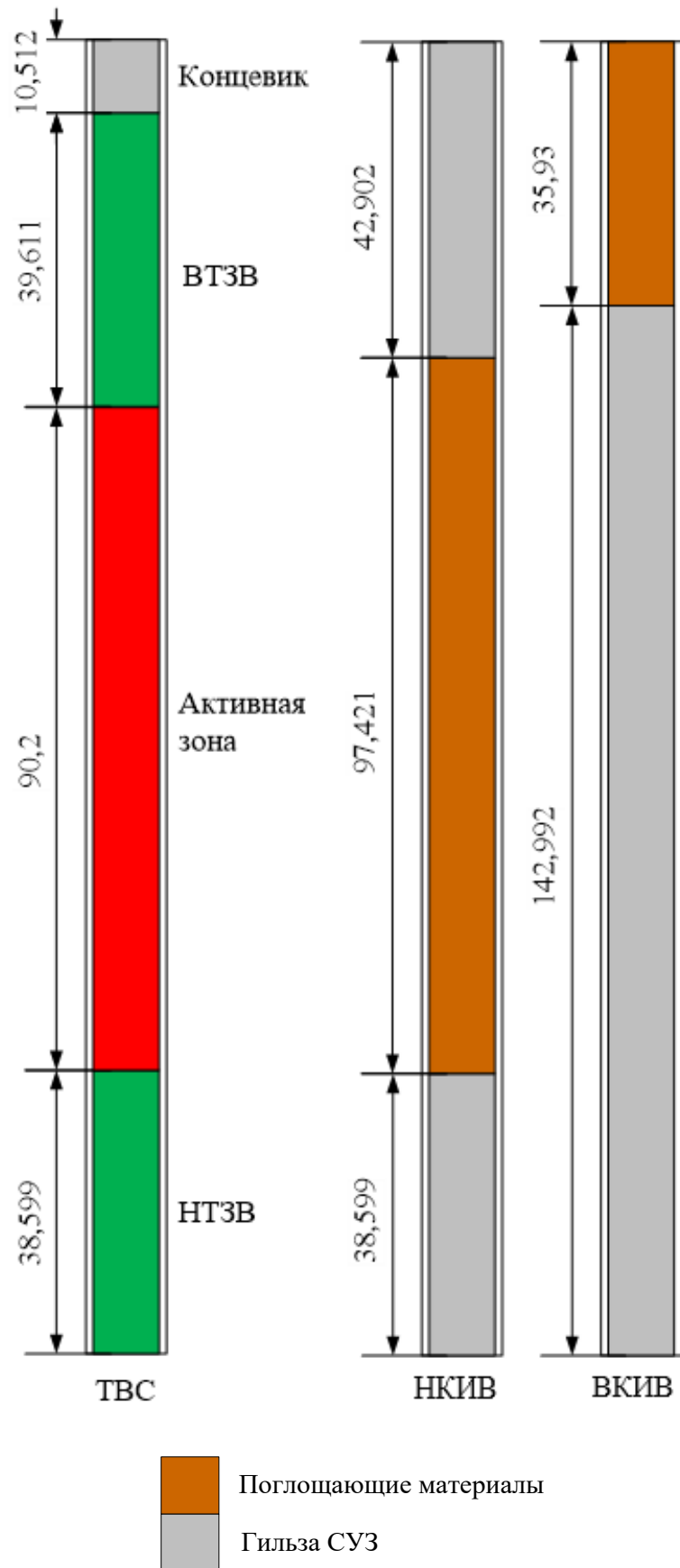


Рисунок 2.10 – Расположение стержней СУЗ в состоянии ВКИВ и НКИВ (размерность в см)

2.4 Анализ методических поправок расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны РУ БН-800 при переходе на МОКС-топливо

Как отмечалось выше, в настоящее время нейтронно-физические расчеты быстрых реакторов проводятся с помощью методически близких по базовым алгоритмам инженерным программам JARFR, ГЕФЕСТ800, TRIGEX с константным обеспечением CONSYST/БНАБ-93 [4].

Расчетные результаты должны сопровождаться оценкой погрешности, в том числе методической составляющей. Эта методическая погрешность связана с несколькими факторами:

- Приближения, используемые в программе при решении уравнения переноса нейтронов, например, поправка на диффузионное приближение.
- Неточность 26-групповой аппроксимации сечений.
- Приближения, принятые при построении трехмерной расчетной модели активной зоны реактора, такие как гетерогенная структура ТВС и СУЗ, использование средних значений концентраций и температур.

Методическая погрешность определяется путем сравнения расчетов, выполненных с помощью инженерных программ (например, TRIGEX) и прецизионных программ (например, ММКК). Ранее была проведена большая работа по изучению методических различий между несколькими инженерными программами (TRIGEX, ГЕФЕСТ, JARFR), которые были переведены на единую программу подготовки констант и библиотеку БНАБ-93. Результаты этой верификации показали методическую близость этих инженерных программ, поэтому методическая погрешность, полученная сравнением TRIGEX и ММКК, может быть применима и к другим инженерным программам.

По программе TRIGEX расчеты проводились в 26-групповом энергетическом приближении с двумя методическими опциями – одной и шестью точками на кассету.

Расчеты по ММКК проводились для гомогенных и гетерогенных моделей (гетерогенно были выделены ТВС, СУЗ и пассивной защиты (далее – ПАЗ)) в мультигрупповом (299 групп) и подгрупповом приближении (988 групп). Подгруппы были выделены для изотопов U-238, U-235, PU-239. Статистическая погрешность в расчете по программе ММКК составила $3 \cdot 10^{-5}$.

Для расчетов по программам TRIGEX и ММКК использовался программа подготовки констант CROSSER с библиотекой групповых констант БНАБ-93.

Рисунок 2.11 показывает схему определения методической погрешности расчёта.

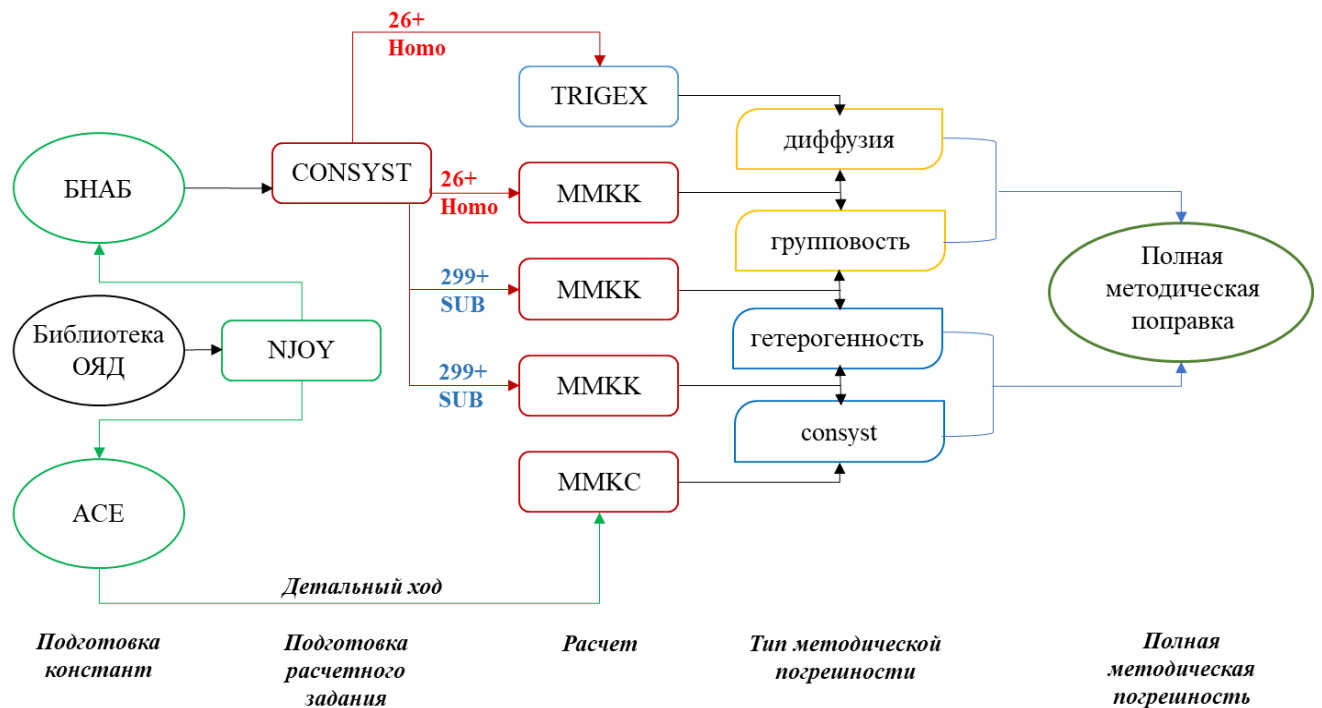


Рисунок 2.11 – Определение методической погрешности расчета

2.4.1 Анализ результатов расчетов величины критичности

Результаты расчета $k_{эф}$ с помощью программы TRIGEX для модели БН-800 в период перехода с урановой активной зоны на плутониевую при перегрузочных температурах с поправками, полученными с помощью программы ММКК с библиотекой констант БНАБ-93, представлены в таблице 2.3.

Таблица 2.3 – Результаты расчета $k_{эф}$

Номер микрокампании	Программа				
	TRIGEX		ММКК		
	Энергетические группы				
	26	26	299	299	988
	Метод / опция				
	6 точек	1 точка	транспортная поправка	гетерогенная поправка	поправка 299-гр. расчета
8	0,9821	+1,2 %	+0,7%	+0,7%	+0,2%
9	0,9816	+1,3 %	+0,7%	+0,8%	+0,2%
10	0,9801	+1,3 %	+0,7%	+0,8%	+0,2%
11	0,9814	+1,4 %	+0,7%	+0,9%	+0,2%

Исходя из результатов, приведенных в таблице 2.3, можно сделать следующие выводы:

- транспортная поправка диффузионного расчета составляет $\sim +0,7 \%$;
- гетерогенная поправка составляет $\sim +0,9 \%$ (для полной загрузки МОКС-топливом);
- поправка 299-группового расчета составляет $\sim +0,2 \%$;
- полная методическая поправка диффузионного расчета тестовых моделей БН-800 составляет $\sim +1,8 \%$ (для полной загрузки МОКС-топливом).

Важно отметить, что расчет по программе TRIGEX с одной точкой на кассету уменьшает величину методической поправки до $0,4 \%$.

2.4.2 Анализ результатов расчетов эффективности стержней СУЗ

Результаты расчета эффективности стержней системы управления и защиты представлены в таблице 2.4. В скобках указано отклонение от результатов, полученных по программе TRIGEX. Исходное состояние предполагало, что все стержни СУЗ извлечены из активной зоны. Эффективность стержней определялась на основе расчетных значений эффективного коэффициента размножения нейтронов ($k_{эф}$) при погруженных в активную зону (в нижнем рабочем положении)

и извлеченных (в верхнем рабочем положении) стержнях СУЗ. Расчет эффективности производился по следующей формуле (2.7):

$$\rho_{\text{СУЗ}} = 100 \cdot \frac{k_0 - k_i}{k_0 \cdot k_i}, \% \Delta k/k \quad (2.7)$$

где k_0 – коэффициент размножения в состоянии с извлеченными из активной зоны стержнями СУЗ (ВК),

k_i – коэффициент размножения в состоянии с погруженными отдельными группами стержней СУЗ (НК).

Таблица 2.4 – Эффективности стержней СУЗ

Состояние	TRIGEX	ММКК	
	6 точек	Гомогенный	Гетерогенный
8-я микрокампания			
СУЗ ВК	1,0386	1,0456	1,0457
СУЗ НК	0,9343	0,9412	0,9491
КС+РС НК	0,9593	0,9654	0,9740
МЗР, % $\Delta k/k$	5,54	5,52 (-0,29 %)	4,80 (-13,23 %)
Эффективность СУЗ, % $\Delta k/k$	10,74	10,61 (-1,22 %)	9,74 (-9,36 %)
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	7,96	7,95 (-0,12 %)	7,04 (-11,50 %)
9-я микрокампания			
СУЗ ВК	1,0401	1,0485	1,0488
СУЗ НК	0,9384	0,9464	0,9543
КС+РС НК	0,9627	0,9700	0,9787
МЗР, % $\Delta k/k$	5,72	5,72 (+0,01) %	4,97 (-13,14) %
Эффективность СУЗ, % $\Delta k/k$	10,42	10,29 (-1,18) %	9,44 (-9,35) %
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	7,73	7,72 (-0,02) %	6,83 (-11,60) %
10-я микрокампания			
СУЗ ВК	1,0400	1,0483	1,0492
СУЗ НК	0,9413	0,9494	0,9577
КС+РС НК	0,9653	0,9724	0,9814
МЗР, % $\Delta k/k$	5,87	5,89 (+0,39) %	5,12 (-12,80) %
Эффективность СУЗ, % $\Delta k/k$	10,07	9,94 (-1,36) %	9,11 (-9,57) %
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	7,44	7,44 (+0,09) %	6,59 (-11,41) %

Продолжение таблицы 2.4

Состояние	TRIGEX	ММКК	
	6 точек	Гомогенный	Гетерогенный
11-я микрокампания			
СУЗ ВК	1,0388	1,0458	1,0473
СУЗ НК	0,9431	0,9504	0,9589
КС+РС НК	0,9666	0,9729	0,9821
МЗР, % $\Delta k/k$	5,63	5,63 (-0,01) %	4,89 (-13,03) %
Эффективность СУЗ, % $\Delta k/k$	9,77	9,60 (-1,76) %	8,80 (-9,97) %
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	7,19	7,16 (-0,35) %	6,33 (-11,90) %
Примечание – в скобках указано отклонение от результатов, полученных по программе TRIGEX.			

Анализ данных, приведенных в таблице 2.4, показывает, что для тестовой модели реактора БН-800 результаты гомогенного расчета эффективности органов системы управления и защиты по программе ММКК практически совпадают с результатами расчета по программе TRIGEX, за исключением небольших эффектов реактивности стержней. Учет гетерогенности стержней СУЗ снижает их эффективность примерно на 10-13% как для урановой, так и для смешанной уран-плутониевой активной зоны. Следовательно, учет гетерогенности РО СУЗ в тестовой модели БН-800 играет существенную роль при расчете их эффективности.

2.4.3 Анализ результатов расчетов энерговыделения

На рисунках 2.12, 2.13 приведены результаты расчета энерговыделения по программам TRIGEX и ММКК для 8-й микрокампании (с полной урановой активной зоной) и 11-й микрокампании (с полной смешанной уран-плутониевой активной зоной). Расчеты проводились для гомогенных моделей в радиальном направлении на уровне медианной плоскости.

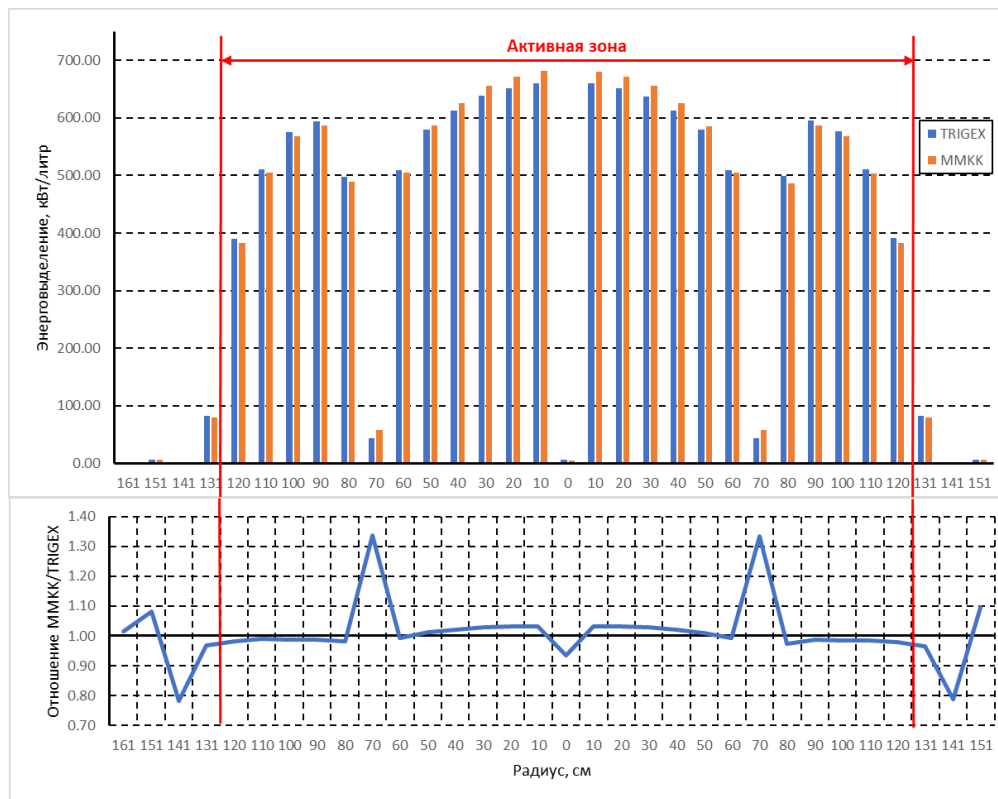


Рисунок 2.12 – Удельное энерговыделение по радиусу активной зоны, 8-я микрокампания

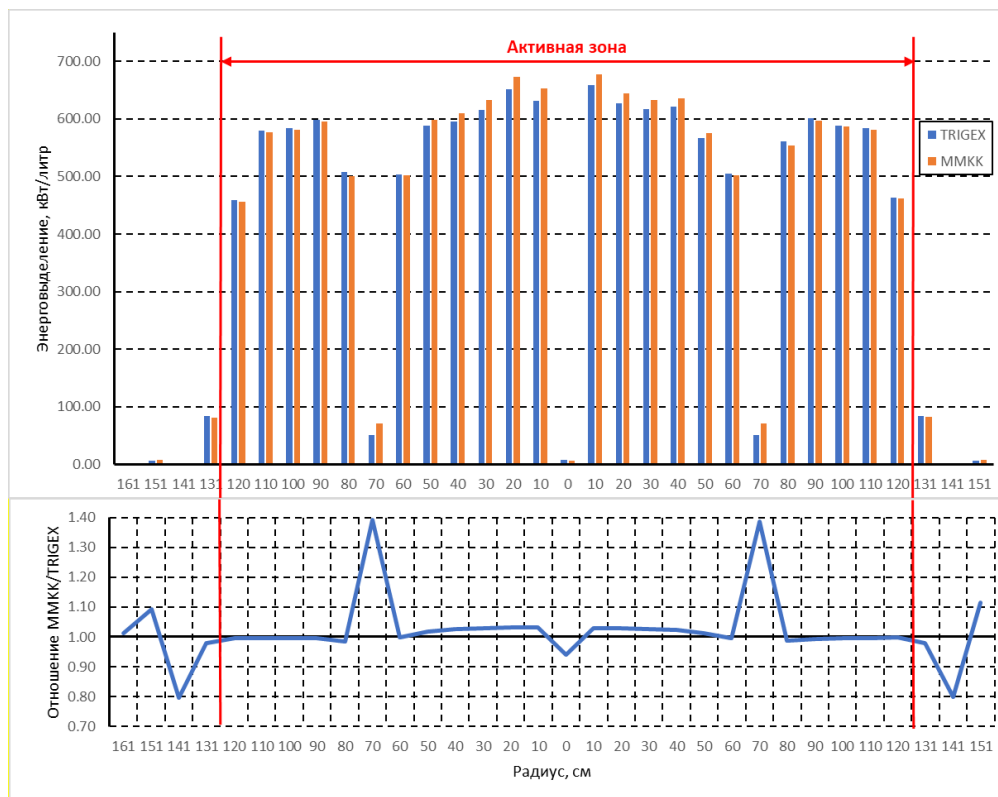


Рисунок 2.13 – Удельное энерговыделение по радиусу активной зоны, 11-я микрокампания

Как видно из результатов, представленных на рисунках, методическая поправка, связанная с использованием в программе TRIGEX диффузионного приближения и малого числа энергетических групп, не превышает в активной зоне 2 % как для урановой, так и для МОКС-активной зоны БН-800.

2.4.4 Анализ результатов расчетов темпа падения реактивности

Результаты расчетов изменения $k_{эф}$ и состава топлива за одну микрокампанию реактора при работе на мощности представлены в таблице 2.5.

Расчет кампании проводился в невозмущенном поле (все органы СУЗ находятся в среднем рабочем положении). Временной шаг при расчете выгорания составил 155 эфф. сут.

Таблица 2.5 – Результаты расчетов изменения реактивности по кампании

Эфф. сутки	TRIGEX	ММКК	ММКК/TRIGEX %
8-я микрокампания			
0	1,0087	1,0068	-0,19
155	0,9812	0,9798	-0,14
Изменение реактивности за микрокампанию, % $\Delta k/k$	2,79	2,73	-1,88
9-я микрокампания			
0	1,0112	1,0103	-0,09
155	0,9816	0,9812	-0,04
Изменение реактивности за микрокампанию, % $\Delta k/k$	2,99	2,94	-1,62
10-я микрокампания			
0	1,0126	1,0115	-0,10
155	0,9818	0,9813	-0,06
Изменение реактивности за микрокампанию, % $\Delta k/k$	3,09	3,05	-1,38
11-я микрокампания			
0	1,0126	1,0104	-0,22
155	0,9818	0,9802	-0,16
Изменение реактивности за микрокампанию, % $\Delta k/k$	3,10	3,05	-1,68

Как видно из таблицы 2.5, методическая погрешность падения реактивности за МК, связанная с диффузионным приближением TRIGEX и малым числом энергетических групп, составляет $\sim -2\%$.

2.5 Выводы по материалам главы 2

1) Для выполнения задач расчетного сопровождения активной зоны реактора БН-800 в рамках вычислительного комплекса BNcode была разработана базовая расчетная модель, в которой каждая ТВС или сборка описывается уникально, т.е. отдельным расчетным типом пакета. Базовая расчетная модель включает в себя: 1234 пакета; 30850 физических зон; 25 расчетных слоев; 39 изотопов. Модель описывает как «холодное» состояние реактора (работа на МКУ), так и «горячее» (работа на 100 % уровне мощности).

2) Для оперативной работы с базовой расчетной моделью в рамках BNcode разработаны специальные модули, с помощью которых можно автоматически изменять положения РО СУЗ или создавать гетерогенные прецизионные модели на основе базовой гомогенной.

3) Для того, чтобы отслеживать составы активной зоны в процессе выгорания топлива и стержней СУЗ в BNcode был создан специальный модуль, с помощью которого было просчитано порядка 110 состояний реактора БН-800 (с 1-й по 11-ю микрокампанию). По результатам расчетов была сформирована база данных загрузок реактора БД800.

4) Для анализа методической составляющей погрешности инженерных программ и подтверждения надежности используемых нейтронных констант в период перехода на полную загрузку МОКС-топливом, были разработаны специальные бенчмарк модели (с 8-й по 11-ю микрокампанию).

5) По разработанным бенчмарк моделям были рассчитаны методические составляющие погрешности к инженерным программам, которые составили:

- критичность +1,8 %,
- эффективность СУЗ ~ 10–13 %,
- энерговыделение ~ 2 %,
- падения реактивности за микрокампанию ~ 2 %

Данные методические погрешности рекомендуется использовать при расчете нейтронно-физических характеристик с помощью диффузионных программ.

6) С помощью разработанных бенчмарк моделей удалось расширить область применения аттестационных паспортов проектных программ TRIGEX, ММКК и ММКС на полную загрузку МОКС-топливом для реакторной установки БН-800.

ГЛАВА 3 АНАЛИЗ ИЗМЕРЕНИЙ ПО ОБОСНОВАНИЮ БАЛАНСА РЕАКТИВНОСТИ В РУ БН-800

Задержка с промышленным производством МОКС-топлива для БН-800 привела к необходимости его пуска с комбинированной загрузкой активной зоны – урановым (преимущественно) и МОКС-топливом. Такая активная зона получила название гибридной.

Первый выход реактора БН-800 на минимально контролируемый уровень мощности со стартовой активной зоной состоялся 26 июня 2014 г.

Гибридная активная зона эксплуатировалась с первой по восьмую микрокампанию реактора БН-800. Компонировка гибридной активной зоны была непостоянна: исходя из располагаемого количества изготовленных ТВС с МОКС-топливом изменялось соотношение ТВС с урановым и МОКС-топливом, а также количество ТВС ЗСО и ЗБО.

В 2021 году с девятой микрокампании начался перевод активной зоны реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом. В девятой и десятой микрокампаниях реактор эксплуатировался с переходной активной зоной. В этот период отработавшие свой назначенный ресурс ТВС с урановым топливом заменялись на ТВС с таблеточным МОКС-топливом. При этом доля ТВС с МОКС-топливом в составе топливной загрузки девятой микрокампании составляет 34 %, а в топливной загрузке десятой микрокампании – 61 %. Осенью 2022 года начинается эксплуатация активной зоны с полной загрузкой МОКС-топливом. Доля плутониевых ТВС при этом составляет 93 %.

Стоит отметить несколько важных факторов:

– полная загрузка активной зоны реактора БН-800 МОКС-топливом является первым опытом масштабного использования плутония в отечественных энергетических быстрых реакторах;

– во время физического пуска реактора БН-800 было обнаружено существенное различие расчетных и экспериментальных значений в эффективности органов СУЗ – порядка 15–20 %.

С целью подтверждения адекватности расчетного прогнозирования нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 и выполнения всех правил и норм ядерной безопасности, был выполнен сравнительный анализ расчетно-экспериментальных расхождений нейтронно-физических характеристик, полученных при использовании для сопровождения эксплуатации БН-800 следующих программ:

- JARFR (расчет проведен в АО «ОКБМ Африкантов»);
- ГЕФЕСТ800 (расчет проведен на БАЭС);
- TRIGEX, ММКК и ММКС.

Далее представлено краткое описание активной зоны БН-800.

Активная зона БН-800 состоит из набора сборок: топливных ТВС, ТВС БЗВ, стержней и гильз СУЗ, сборок стальной защиты (далее – ССЗ), сборок борной защиты (далее – СБЗ), отработавших ТВС во внутриреакторном хранилище (далее - ВРХ), расположенных в реакторе по треугольной решетке с шагом 100 мм. На рисунке 3.1 представлена картограмма стартовой конфигурации активной зоны.

В начальный период эксплуатации активной зоны БН-800 ее состав менялся. После первой микрокампании постоянные компенсаторы реактивности были заменены на ТВС ЗМО. В зависимости от объема поставок ТВС с МОКС-топливом менялось их количество в активной зоне. Изменение доли ТВС с МОКС-топливом в активной зоне представлено в таблице 3.1.

Таблица 3.1 – Доля ТВС с МОКС-топливом в активной зоне реактора БН-800 с 1-й по 11-ю микрокампании

Номер микрокампании	1–7	8	9	10	11
Доля ТВС с МОКС-топливом, %	5~20	5	34	61	93

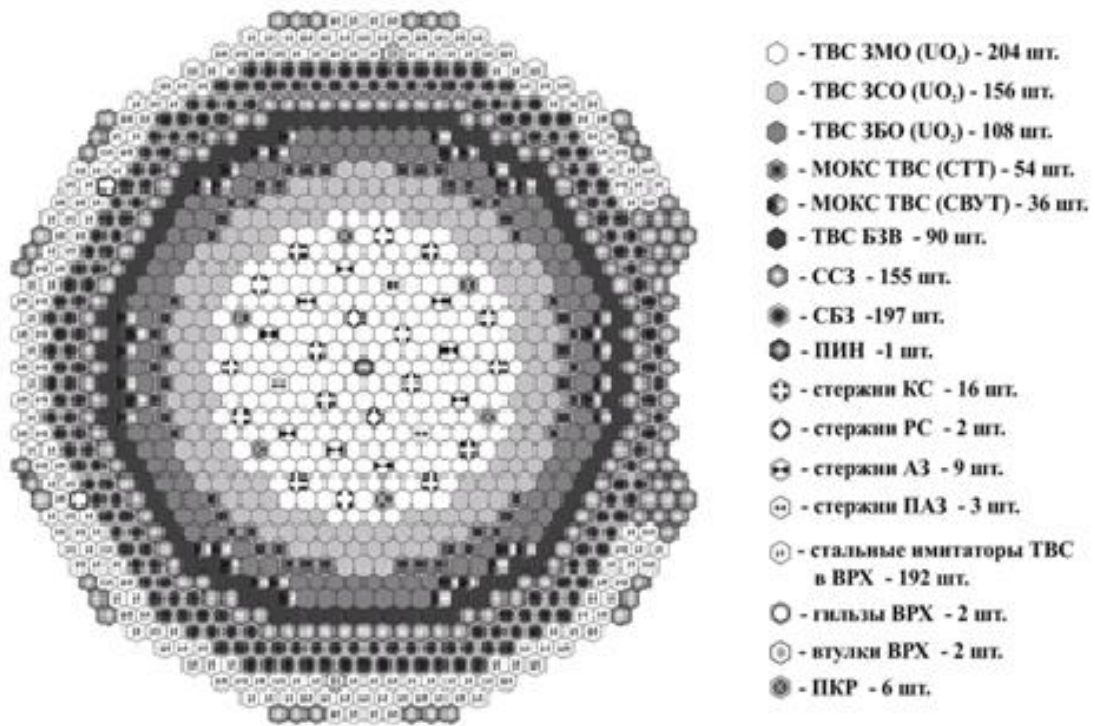


Рисунок 3.1 – Картограмма стартовой активной зоны БН-800

В данной главе рассматриваются различия между результатами расчетов и измеренными данными. Это позволяет оценить точность и достоверность используемых проектных вычислительных программ.

3.1 Критические состояния активной зоны РУ БН-800

В разделе 2.4 уже говорилось о работе по изучению методических различий, реализованных в инженерных программах (TRIGEX, ГЕФЕСТ и JARFR), на примере тестовой модели реактора БН-600. В ней наиболее пристальное внимание было уделено распределению нейтронных полей (полный поток, мощность ТВС, скорости реакций деления и т.д.). Не остался без рассмотрения и параметр критичности. Было показано, что все программы рассчитывают критичность с максимальным разбросом $\pm 0,1\%$ для решения с одной точкой на кассету в плане, при более тонком дроблении расчетной сетки отмечается гораздо меньший разброс

значений. Отметим, что если расчетные модели для всех инженерных программ перевести в задание на расчет ММКК, то результаты совпадут между собой точно также.

В связи с этим, в данном разделе не будут сравниваться значения критичности, полученные с помощью всех инженерных программ, рассмотрим результаты, полученные с помощью JARFR, используемого для разработки всех технических проектов активных зон действующих реакторов БН-600 -800 и перспективного реактора БН-1200.

На рисунке 3.2 представлены результаты расчета эффективного коэффициента размножения в критических состояниях реактора БН-800 на минимально-контролируемом уровне мощности на начало 1 – 11 микрокампаний, рассчитанные с помощью JARFR и ММКК с использованием, как в том, так и в другом случае, библиотеки констант БНАБ-93.

Расчеты с помощью ММКК проводились для гетерогенных моделей (гетерогенно были выделены ТВС, стержни СУЗ и ПАЗ) в подгрупповом приближении (988 групп), подгруппы были выделены для изотопов U-238, U-235, Pu-239 и Fe. Статистическая погрешность в этом расчете составила $3 \cdot 10^{-5}$.

Анализируя результаты расчета эффективного коэффициента размножения, полученные с помощью JARFR и ММКК, можно сделать следующие выводы:

1) стоит отметить стабильность использования библиотеки групповых констант БНАБ-93 при переходе активной зоны на полную загрузку МОКС-топливом;

2) темп потери реактивности за микрокампанию рассчитывается с точностью не хуже $0,1 \% \Delta k/k$;

3) расчет критических состояний реактора в обоих расчетах предсказывается с хорошей точностью – максимальный разброс не превышает $\pm 0,1 \%$;

4) наблюдалось закономерное смещение результата расчета по диффузионной программе от результата по прецизионной программе, реализующий метод Монте-Карло, которое составило - 0,8 %.

Первый опыт масштабного использования плутония в отечественных энергетических быстрых реакторах и предстоящий переход активной зоны на загрузку высокофоновым плутонием, требует использовать максимально точные методы расчетного моделирования (как констант, так и геометрии) при прогнозах будущих микрокампаний активной зоны. Поэтому были проведены дополнительные расчеты критических состояний активной зоны с помощью прецизионной версии программы ММКС с использованием файлов оцененных нейронных данных РОСФОНД2010 (RF10) и ее более новой версии РОСФОНД_2020.2 (RF_CE). Статистическая погрешность в расчетах составила $8 \cdot 10^{-5}$.

Среднее значение расчета величины критичности при моделировании активной зоны с урановым топливом с 1-й по 8-ю микрокампании составляет $1,0010 \pm 0,0004$ как с использованием файлов оцененных нейронных данных RF10, так и RF_CE. Поэтому на рисунке 3.3 представлены результаты для микрокампаний, в которых осуществлялся переход на МОКС-топливо.

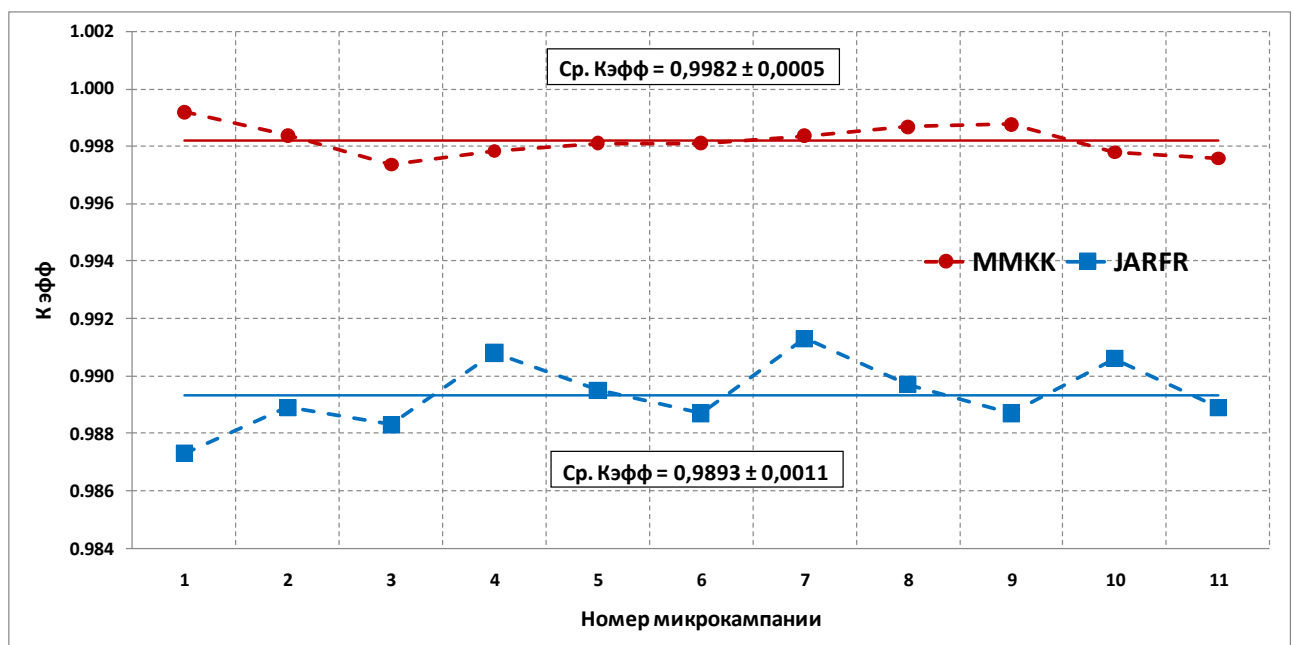


Рисунок 3.2 – Результаты расчета критичности по программам JARFR и ММКК

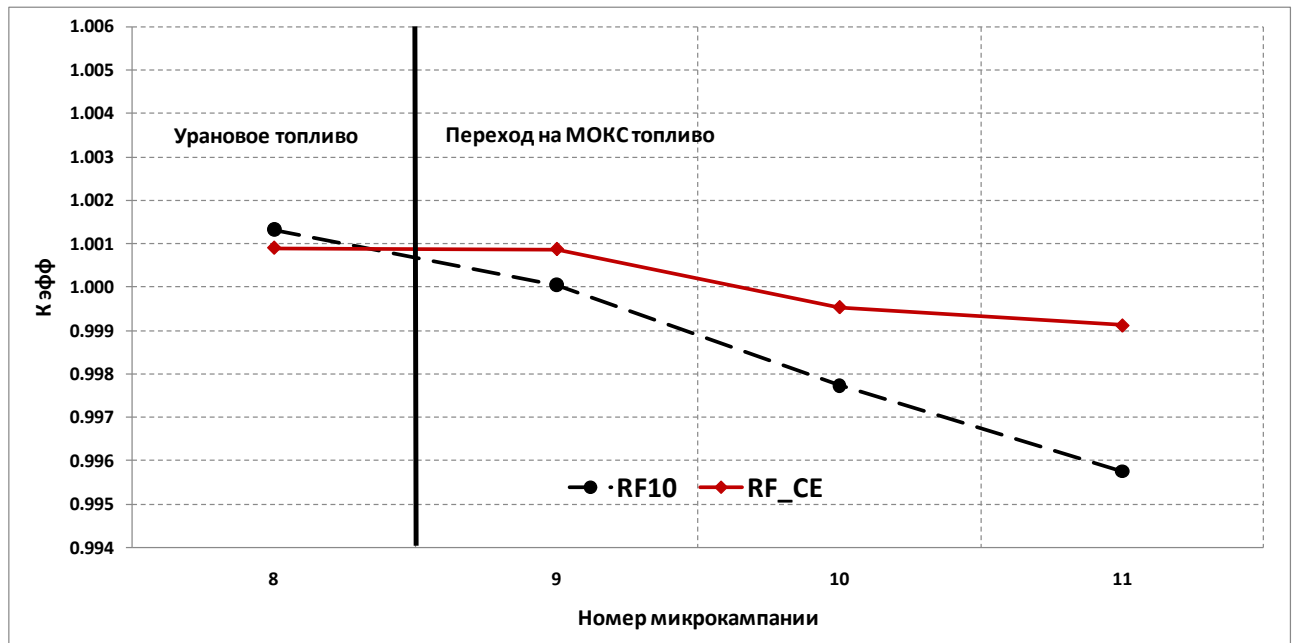


Рисунок 3.3 – Результаты расчета критичности по программе ММКС

На основе анализа результатов, представленных на рисунке 3.3, сделаны следующие выводы:

1) использование более современной версии библиотеки констант позволяет увеличить расчетное значение критичности на $\sim 0,3\%$, что в свою очередь снижает расчетно-экспериментальное расхождение до $\pm 0,1\%$;

2) при переходе на МОКС-топливо наблюдается тенденция к уменьшению величины критичности при использовании библиотеки констант РОСФОНД2010 – значение эффективного коэффициента размножения уменьшается по мере увеличения доли МОКС-топлива. При использовании более современной библиотеки констант РОСФОНД_2020.2 эта тенденция менее выражена – $1,000 \pm 0,001$. [4]

3.2 Максимальный запас реактивности

Максимальный запас реактивности (далее – МЗР) реактора определяет верхнюю границу положительной реактивности, которая потенциально может

быть высвобождена в активной зоне. Эта величина должна быть скомпенсирована системой воздействия на реактивность – системой РО СУЗ.

Поскольку в активной зоне реактора невозможно экспериментально зафиксировать состояние реактора с максимальным запасом реактивности, то он определяется на основе комбинации измерений критического состояния, эффективности и «интегральной кривой» системы КС.

Расчетные программы позволяют прямо моделировать состояния РУ БН-800 с максимальным запасом реактивности. Поэтому МЗР в расчетных программах определяется как разница двух значений коэффициента размножения нейтронов – в состоянии со всеми стержнями СУЗ на ВКИВ и в критическом состоянии. МЗР определяется по следующей формуле (3.1):

$$\text{МЗР} = \frac{1}{k_{\text{эф}}^{\text{крит}}} - \frac{1}{k_{\text{эф}}^{\text{ВКИВ}}}, \quad (3.1)$$

где $k_{\text{эф}}^{\text{крит}}$ – расчетное значение $k_{\text{эф}}$ в исходном состоянии;

$k_{\text{эф}}^{\text{ВКИВ}}$ – расчетное значение $k_{\text{эф}}$ в состоянии со всеми извлеченными стержнями.

Исследования величины запаса реактивности проводились для одиннадцати микрокампаний реактора БН-800. Результаты сопоставления расчетных значений запаса реактивности реактора в «холодном» состоянии на начало и конец микрокампаний с экспериментальными данными представлены на рисунке 3.4. Относительная погрешность измерения запаса реактивности составляет $\pm 8 \%$.

Анализ результатов расчетов показывает:

– среднее отклонение результатов расчетов по всем программам от экспериментов для состояний на конец кампании не превышает $0,2 \%$ $\Delta k/k$;

– отклонение результатов расчета на начало микрокампании несколько больше, что связано с большей глубиной погружения поглощающих стержней (запас реактивности определяется эффективностью их погруженной части). Но и в этом случае расчетные значения в основном лежат в пределах экспериментальных погрешностей.

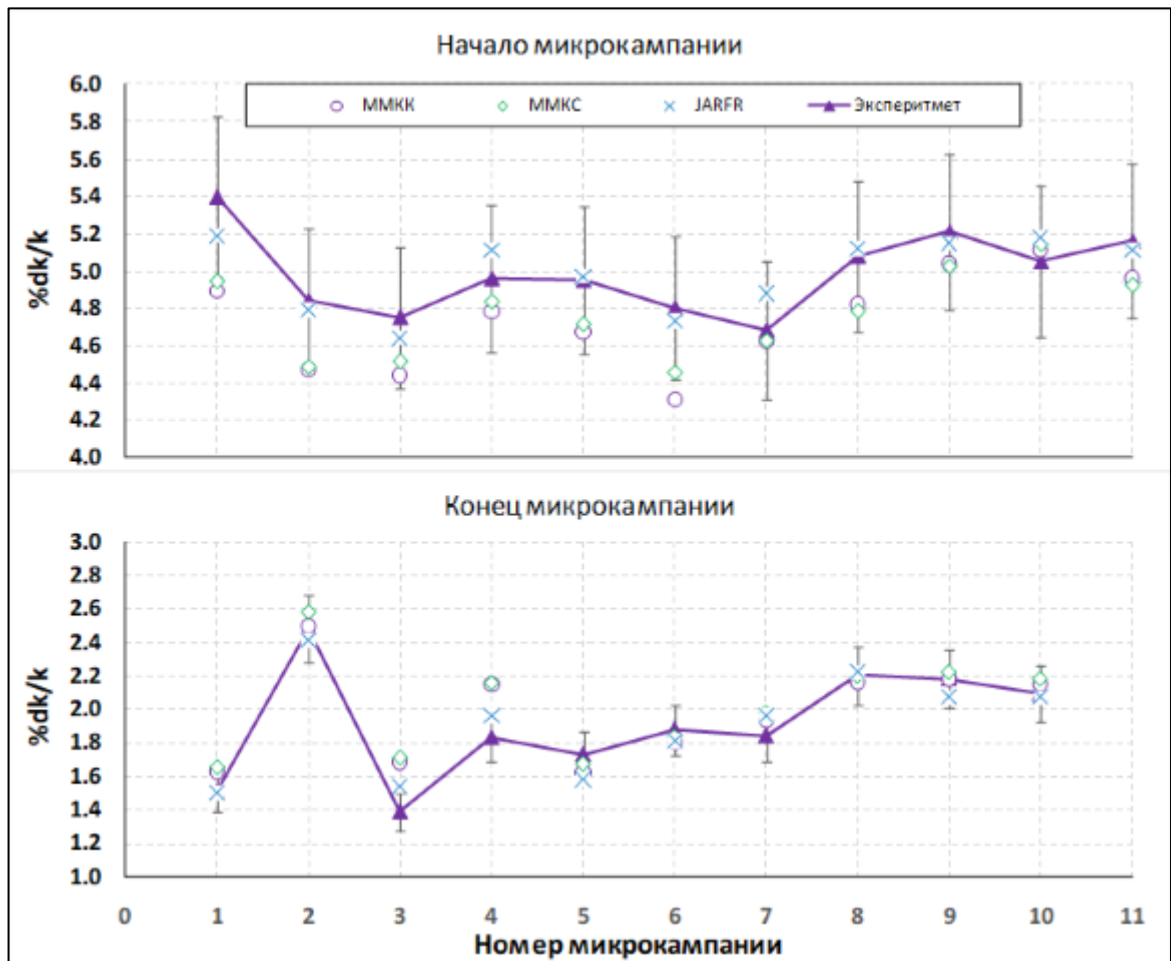


Рисунок 3.4 – Расчетно-экспериментальные значения запаса реактивности с 1-й по 11-ю микрокампанию

3.3 Уровень подкритичности РУ БН-800

В соответствии с правилами ядерной безопасности реакторных установок НП-082-07 уровень подкритичности реактора при перегрузке должен быть не менее 2 % $\Delta k/k$, после взвод стержней АЗ – не менее 1 % $\Delta k/k$.

Представленные на рисунке 3.5 результаты подтверждают выполнение требований НП-082-07 к уровням подкритичности реактора с существенным запасом.

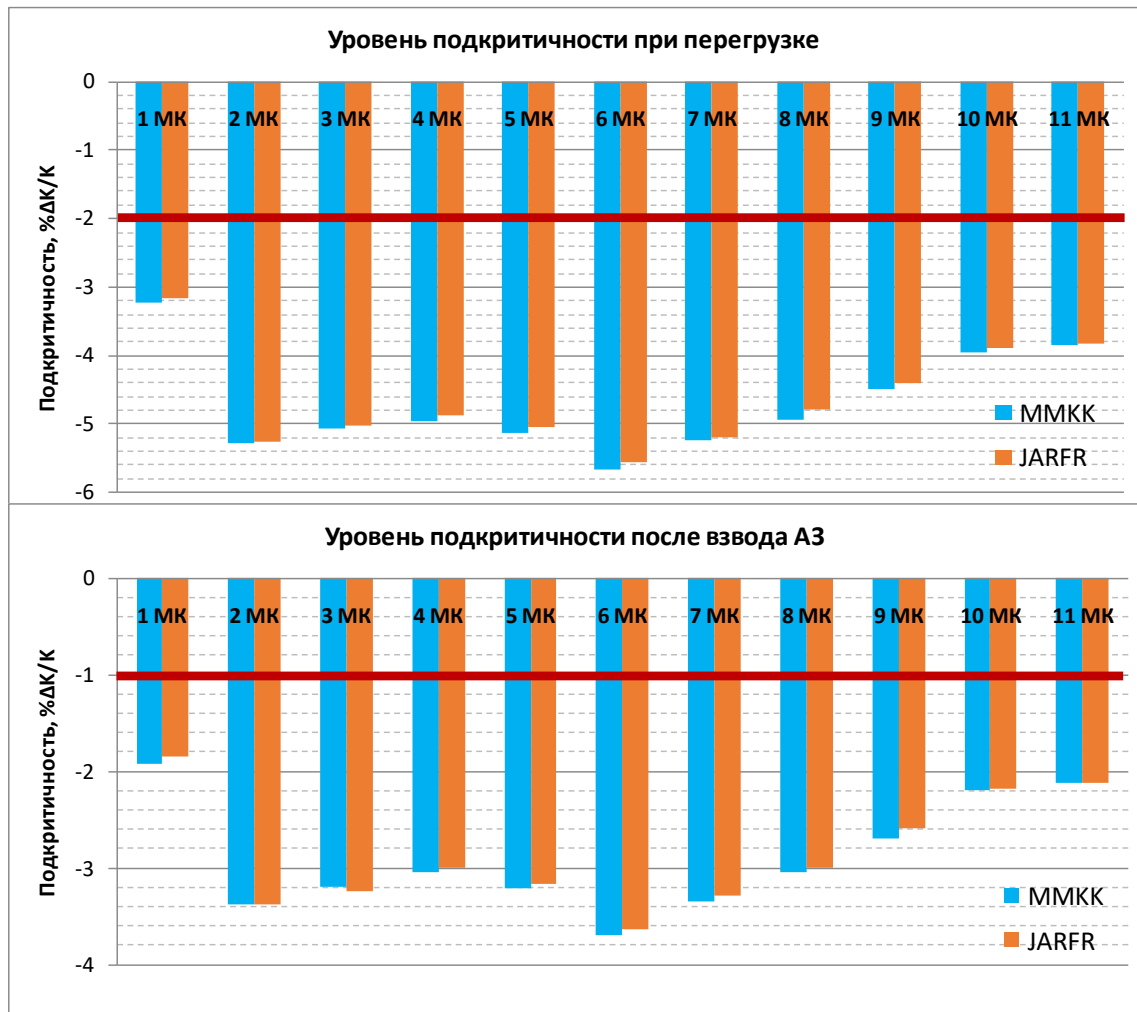


Рисунок 3.5 – Результаты расчета уровня подкритичности реактора с помощью инженерной программы JARFR и прецизионного MMKK

3.4 Температурный и мощностной эффекты реактивности

Анализ точности расчета температурного и мощностного эффектов реактивности с помощью инженерных программ проведен путем сравнения с измеренными данными в процессе эксплуатации БН-800 с 1-й по 8-ю МК.

С помощью инженерных программ JARFR и TRIGEX проведены расчеты температурного и мощностного эффектов реактивности. Результаты расчетов хорошо согласуются между собой и с измеренными данными, как видно из таблиц 3.2, 3.3, где показано разницa расчетных и экспериментальных значений.

Погрешность измерений данных эффектов составляет 3,6 % для температурного и 24 % для мощностного эффекта соответственно.

Таблица 3.2 – Разница между расчетным и измеренным эффектом реактивности в начале микрокампаний, % $\Delta k/k$

Программа	Номер микрокампании										
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11
Температурный эффект реактивности											
TRIGEX	–	0,03	0,04	0,02	0,07	0,16	0,07	0,11	0,09	-0,01	-0,03
JARFR	–	0,02	0,04	0,01	0,06	0,14	0,04	0,08	0,09	0,01	-0,02
Мощностной эффект реактивности											
TRIGEX	–	-0,10	-0,06	0,03	0,07	-0,30	-0,25	-0,24	-0,23	-0,21	-0,11
JARFR	–	0,00	-0,01	0,09	0,11	-0,26	-0,20	-0,18	-0,23	-0,16	-0,09
Суммарный (температурно-мощностной) эффект реактивности											
TRIGEX	–	-0,07	-0,02	0,05	0,14	-0,14	-0,18	-0,13	-0,14	-0,22	-0,14
JARFR	–	0,02	0,02	0,10	0,17	-0,12	-0,16	-0,11	-0,14	0,15	-0,10

Таблица 3.3 – Разница между расчетным и измеренным эффектом реактивности на конец микрокампаний

Программа а	Номер микрокампании									
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Температурный эффект реактивности										
TRIGEX	0,03	0,03	0,02	0,02	0,18	0,06	0,03	0,08	0,09	0,02
JARFR	0,02	0,03	0,02	0,02	0,18	0,04	0,02	0,06	0,09	0,04
Мощностной эффект реактивности										
TRIGEX	-0,25	-0,20	-0,28	-0,10	-0,32	-0,17	-0,26	-0,24	-0,14	-0,25
JARFR	-0,17	-0,12	-0,21	-0,03	-0,26	-0,08	-0,16	-0,15	-0,14	-0,20
Суммарный (температурно-мощностной) эффект реактивности										
TRIGEX	-0,22	-0,17	-0,26	-0,08	-0,14	-0,11	-0,23	-0,16	-0,05	-0,23
JARFR	-0,16	-0,09	-0,19	-0,02	-0,09	-0,04	-0,14	-0,09	-0,05	-0,16

Средние значения отклонений расчетов эффектов реактивности от их экспериментальных измерений составляют:

- для температурного $\sim 0,06 \% \Delta k/k$;
- для мощностного $\sim -0,18 \% \Delta k/k$;
- для суммарного $\sim -0,13 \% \Delta k/k$.

3.5 Измерение и расчет эффективности РО СУЗ

Измерение эффективности органов СУЗ является штатной операцией для реактора БН-800 и проводятся в начале и конце каждой микрокампании. Цель этих измерений – обоснование ядерной безопасности при эксплуатации реакторной установки, включая плановые ремонтные работы и работы по перегрузке топлива.

Эффективность одиночного РО СУЗ/ РО ПАЗ определяется разностью между значением реактивности реактора во время начала движения РО СУЗ/ РО ПАЗ и значением после истечения 180 – 200 секунд с момента прихода РО СУЗ/ РО ПАЗ на НКИВ. Измерения РО СУЗ могут выполняться из текущего положения измеряемого органа либо из положения на ВКИВ, процедура измерения одинакова.

При определении эффективности одиночных РО СУЗ/ РО ПАЗ должны быть выполнены следующие операции:

- при необходимости перевести измеряемый РО СУЗ/ РО ПАЗ на ВКИВ;
- произвести вывод реактора на $0,1 \% N_{\text{ном}}$, автоматический регулятор мощности (далее -АРМ) находится в режиме «ПОДДЕРЖАНИЕ МОЩНОСТИ»;
- АРМ перевести в режим «ДИСТАНЦИОННО»;
- один из РО регулирующих стержней (далее – РС) извлечь из активной зоны на 100 – 200 мм до достижения времени удвоения мощности ~ 70 секунд;
- после достижения нейтронной мощности реактора по показаниям активационная камера нейтронного потока (далее – АКНП) $0,5\text{--}1,0 \% N_{\text{ном}}$ ИМ

измеряемого одиночного РО СУЗ/ РО ПАЗ непрерывно переместить (для РО АЗ путем сброса) с заданного (в том числе из текущего) положения до НКИВ.

При вычислении эффективности РО СУЗ/ РО ПАЗ используется программа WCR. Программа производит расчет и выдает значение эффективности РО СУЗ/ РО ПАЗ. Эффективность одиночного РО СУЗ или РО ПАЗ (ρ_{po}) определяется из соотношения (3.2):

$$\rho_{po} = \rho_+ - \rho_- \quad (3.2)$$

где ρ_+ – реактивность РУ в критическом состоянии перед началом сброса измеряемого РО СУЗ, $\beta_{эф}$.

ρ_- – реактивность РУ после достижения РО СУЗ НКИВ, $\beta_{эф}$.

В случае схожего измерения больших отрицательных реактивностей прослеживается существенный рост погрешности измерений. В связи с этим чаще всего эффективность системы определяется с использованием данных об эффективности одиночных РО СУЗ и коэффициента интерференции по формуле (3.3):

$$\rho_{KC1-4} = K_{KC1-4} \cdot \sum_{i=1}^4 \rho_{KC_i} \quad (3.3)$$

где $\sum_{i=1}^4 \rho_{KC_i}$ – арифметическая сумма измеренных эффективностей одиночных РО KC1-4, $\beta_{эф}$;

K_{KC1-4} – коэффициент интерференции системы РО KC1–4.

Расчетный анализ выполненных измерений по определению эффективности одиночных РО СУЗ является трудозатратной процедурой. Благодаря созданным в BNcode интерфейсам составление расчетных заданий на прецизионные программы занимает несколько минут.

1) Расчетчик должен внести информацию о положении стержней СУЗ, полученную от персонала станции, для каждого экспериментально измеренного состояния (60 состояний).

2) После нажатия в интерфейсе BNcode кнопки «подготовить задания» происходит автоматическая подготовка расчетных заданий на прецизионные программы ММКК или ММКС. Процесс подготовки одного задания занимает около 15 секунд.

3) На супер-ЭВМ запускаются расчетные задания.

Время, затраченное на один расчет ~ 20 минут для группового расчета и 6 часов для детального.

В рамках этой работы был проведен анализ полного набора измерений эффективности органов СУЗ, выполненных с 1-й по 11-ю микрокампании реактора БН-800:

- 320 измерений одиночных стержней КС;
- 240 измерений эффективности одиночных АЗ, ПАЗ;
- 40 измерений эффективности одиночных РС.

Большой объем полученной информации не позволяет привести все результаты. Поэтому данные по измерениям одиночных стержней СУЗ для преимущественно урановой активной зоны были усреднены с 1 по 8 МК. Более пристальное внимание было уделено анализу измерений в микрокампаниях с частичной и полной загрузкой МОКС-топливом.

В таблицах 3.4 – 3.10 представлены расчетно-экспериментальные расхождения в значениях эффективности одиночных стержней РО СУЗ. Расчеты проводились с помощью инженерных программ JARFR, ГЕФЕСТ800 и встроенных в BNcode прецизионных – ММКК, ММКС.

Таблица 3.4 – Усредненные результаты расчетно-экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ в период с 1-й по 8-ю МК (начало МК)

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	59,5	–1,0	0,3	–3,5	–0,5	2,5	3,5	–2,0	0,1
A3 2	56,7	4,2		4,0		6,5		2,8	
A3 3	59,6	3,8		5,3		4,1		4,3	
A3 4	59,1	2,9		2,4		3,6		3,2	
A3 5	59,3	–1,7		–1,2		3,3		0,2	
A3 6	61,5	–1,3		–2,5		1,7		–0,7	
A3 7	59,3	–2,6		–2,8		3,9		–2,1	
A3 8	58,7	–1,1		–3,6		3,6		–2,1	
A3 9	60,9	–0,6		–2,3		2,2		–2,3	
ПА3 1	64,3	–1,5	–5,0	–3,6	–5,3	–1,7	–2,4	–2,2	–2,6
ПА3 2	66,1	–6,2		–6,2		–3,2		–1,5	
ПА3 3	65,5	–7,3		–6,2		–2,4		–4,2	
КС 1	68,4	–4,3	–5,1	–6,5	–4,9	–4,8	2,5	–4,1	–3,1
КС 2	68,5	–6,8		–6,0		–4,8		–4,8	
КС 3	67,2	–0,2		–0,7		–1,6		0,2	
КС 4	66,2	–1,5		–1,8		–0,3		–1,9	
КС 5	80,7	–7,1		–8,4		1,8		–5,9	
КС 6	76,8	–7,7		–7,8		3,7		–5,7	
КС 7	82,0	–8,5		–10,1		0,8		–5,0	
КС 8	79,7	–11,9		–7,3		2,7		–5,0	
КС 9	81,4	–8,8		–8,0		1,1		–4,4	
КС 10	77,8	–6,5		–6,0		3,1		–2,8	
КС 11	81,6	–7,9		–5,6		2,2		–3,4	
КС 12	78,6	–4,0		–1,3		4,7		–1,5	
КС 13	78,8	–3,7		–3,3		5,1		–2,3	
КС 14	74,4	–0,5		–0,6		8,1		–0,3	
КС 15	79,0	–2,8		–2,6		5,2		–1,9	
КС 16	72,5	0,5		–2,1		12,4		–0,1	
РС 1	36,1	8,7	5,5	6,7	2,9	–2,4	–1,2	15,3	10,3
РС 2	37,2	2,2		–0,9		0,1		5,3	

Таблица 3.5 – Усредненные результаты расчетно-экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ в период с 1-й по 8-ю МК (конец МК)

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	66,7	2,2	2,6	5,3	3,2	5,0	5,7	–2,7	–1,0
A3 2	64,0	8,1		5,9		9,2		1,1	
A3 3	65,8	7,4		12,4		8,0		3,6	
A3 4	66,0	6,1		4,7		6,3		2	
A3 5	66,6	2,1				6,7		–1,3	
A3 6	68,9	–0,6		0,3		5,2		–1	
A3 7	68,5	–3,0		–3,4		2,8		–3,8	
A3 8	67,3	–0,9		–0,4		4,2		–3,6	
A3 9	68,8	2,2		1,1		3,6		–3,2	
ПА3 1	72,2	2,4	–1,7	3,7	–1,2	0,6	–0,5	–2,5	–3,1
ПА3 2	73,8	–2,3		0,4		–0,2		–2,1	
ПА3 3	74,6	–5,1		–7,6		–1,9		–4,6	
КС 1	70,5	1,6	–2,0		–1,6	–2,7	2,4	–4,4	–4,2
КС 2	70,2	–2,5		1,1		–1,2		–6,2	
КС 3	71,1	–2,1		1,4		–2,8		–3,1	
КС 4	69,7	–2,6		–1,5		–0,9		–4	
КС 5	65,8	1,0		–0,6		1,8		–4,4	
КС 6	63,2	–0,9		–2,1		4,8		–4,3	
КС 7	65,9	–3,3		–0,4		3,4		–3,5	
КС 8	63,9	–0,5		4,0		6,2		–3,4	
КС 9	65,5	–0,4				3,3		–2,7	
КС 10	64,1	–0,4		–0,3		4,6		–3,4	
КС 11	66,6	–2,7				3,7		–3,6	
КС 12	66,2	–4,5		–5,3		3,5		–4,1	
КС 13	67,3	–4,2		–5,7		0,9		–5,1	
КС 14	65,4	–5,2		–4,6		5,2		–4,6	
КС 15	66,1	–1,1		–4,6		4,2		–2,6	
КС 16	64,6	–4,0				4,3		–7,3	
РС 1	36,6	11,4	3,6	8,6	8,6	–2,3	–3,3	–10,4	–9,2
РС 2	38,9	–4,2				–4,3		–8	

Таблица 3.6 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ на начало 9-й МК

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центры	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	67,3	–1,1	0,1	–6,8	1,1	3,7	5,0	–2,7	5,4
A3 2	66,5	–1,6		–1,3		4,1		2,6	
A3 3	65,5	3,3		3,4		7,7		8,4	
A3 4	66,2	1,6		2,3		6,8		5,1	
A3 5	62,8	5,3		11,5		8,9		36,1	
A3 6	65,5	–2,3		2,3		3,3		1,9	
A3 7	61,2	4,9		5,9		8,1		4,3	
A3 8	68,7	–6,3		–5,3		0,6		–6,5	
A3 9	69,4	–2,8		–2,2		1,8		–0,9	
ПА3 1	76,6	–6,8	–4,1	–5,0	–2,7	–6,6	–1,8	–5,2	–0,7
ПА3 2	73,3	–4,1		–2,0		–1,6		1,7	
ПА3 3	67,6	–1,3		–1,2		2,8		1,5	
КС 1	75,3	–2,6	–5,0	–5,6	–6,2	–4,0	–1,7	–0,2	–1,2
КС 2	76,2	–5,6		–6,5		–4,7		0,7	
КС 3	73,5	–0,5		–2,6		–2,8		–0,6	
КС 4	74,2	–2,4		–4,2		–3,5		–1,9	
КС 5	95,3	–6,1		–10,8		–3,4		–6,5	
КС 6	94,8	–6,3		–6,4		–2,1		–0,4	
КС 7	98,7	–12,9		–12,1		–6,6		–6,3	
КС 8	95,9	–8,5		–8,6		–3,1		–3,0	
КС 9	97,0	–7,3		–9,0		–2,7		–0,4	
КС 10	95,3	–3,8		–22,6		–2,0		1,5	
КС 11	89,4	–5,1		–3,6		1,8		2,2	
КС 12	87,5	–5,2		1,0		1,6		0,4	
КС 13	83,7	2,0		5,3		5,6		3,4	
КС 14	88,4	–3,8		–1,3		1,4		1,0	
КС 15	90,3	–3,3		–4,8		0,7		–1,5	
КС 16	94,8	–8,1		–7,4		–2,8		–6,9	
РС 1	42,8	3,0	2,9	2,0	4,8	1,9	–0,6	5,8	2,3
РС 2	42,2	2,7		7,6		–3,1		–1,2	

Таблица 3.7 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ на конец 9-й МК

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	76,9	5,0	1,3	–2,1	2,6	7,8	6,7	1,7	2,3
A3 2	79,7	–0,6		–1,1		2,6		–2,1	
A3 3	76,8	5,7		6,7		8,5		7,8	
A3 4	77,6	5,9		6,1		7,6		3,8	
A3 5	77,6	–1,6		–0,6		6,2		0,7	
A3 6	76,3	0,3		9,9		8,6		4,9	
A3 7	77,3	–5,1		0,8		5,4		–2,4	
A3 8	76,9	0,0		1,7		8,3		1,5	
A3 9	80,0	1,7		1,7		5,5		5,1	
ПА3 1	86,9	–4,1	–4,3	–6,5	–1,8	–1,5	1,1	–0,2	1,5
ПА3 2	86,3	–2,6		–5,2		1,0		3,7	
ПА3 3	82,8	–6,2		6,3		3,9		1,1	
КС 1	79,5	–1,0	–4,2	–4,0	–1,9	–2,1	0,8	4,5	–1,6
КС 2	82,8	–3,3		1,7		–6,0		0,2	
КС 3	79,7	–4,3		6,7		–2,0		1,2	
КС 4	80,2	–3,0		–1,0		–2,6		1,4	
КС 5	77,6	–3,4		–0,1		0,6		–5,0	
КС 6	78,6	–4,6		–5,4		0,4		–1,2	
КС 7	78,0	–7,7		–0,8		–0,4		–2,4	
КС 8	78,2	–3,9		–2,7		0,7		–3,6	
КС 9	77,2	–1,2		–8,7		2,1		–2,9	
КС 10	79,6	–5,0		–8,8		–0,3		–1,2	
КС 11	76,2	–4,9		1,0		2,0		–1,5	
КС 12	74,2	–5,1		1,2		4,3		–3,0	
КС 13	73,0	–3,3		1,8		5,2		–4,3	
КС 14	75,3	–8,7		–2,7		4,0		–2,0	
КС 15	73,7	–2,9		–4,5		5,8		0,0	
КС 16	77,5	–4,2		–4,2		1,7		–5,3	
РС 1	44,9	4,2	11,6	6,2	16,8	–0,8	2,3	10,0	10,1
РС 2	40,3	19,1		27,5		5,3		10,2	

Таблица 3.8 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ на начало 10-й МК

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центры	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	82,0	1,1	3,2	-0,8	4,8	5,3	9,3	3,7	7,4
A3 2	73,4	6,1		3,8		10,7		6,8	
A3 3	76,1	5,0		2,6		10,3		6,6	
A3 4	77,2	3,4		3,1		7,9		3,4	
A3 5	73,9	6,4		9,1		12,6		8,5	
A3 6	75,2	4,8		13,9		12,7		13,6	
A3 7	75,1	2,7		6,1		10,4		10,7	
A3 8	79,1	1,1		4,1		9,1		7,7	
A3 9	85,1	-1,9		1,0		4,6		5,6	
ПА3 1	87,5	-5,3	-5,4	-7,0	-4,7	-1,5	-0,8	2,0	1,5
ПА3 2	87,3	-4,5		-4,7		-0,7		0,2	
ПА3 3	87,3	-6,4		-2,5		-0,2		2,2	
КС 1	93,6	-7,7	-10,2	-7,0	-6,7	-4,0	0,4	1,4	0,3
КС 2	90,5	-8,5		-6,2		-2,2		1,0	
КС 3	89,4	-7,2		-1,5		-0,7		3,2	
КС 4	89,0	-3,7		-3,4		1,0		6,4	
КС 5	127,5	-23,1		-13,5		-4,9		-5,3	
КС 6	107,7	-3,4		-5,1		4,0		5,3	
КС 7	109,0	0,0		-2,0		1,6		0,4	
КС 8	104,2	2,7		-2,9		4,6		-1,7	
КС 9	108,3	0,8		-3,2		4,8		0,0	
КС 10	104,6	-2,9		-4,8		6,0		5,6	
КС 11	113,4	-17,2		-11,3		-0,8		-2,5	
КС 12	108,8	-16,7		-8,0		2,0		-0,6	
КС 13	117,6	-18,3		-9,1		-1,3		-3,3	
КС 14	112,2	-17,0		-8,5		0,0		1,2	
КС 15	117,6	-21,2		-10,5		-2,4		-4,1	
КС 16	118,5	-19,9		-10,8		-1,7		-2,2	
РС 1	52,5	1,6	1,9	-1,7	1,1	-1,2	1,5	14,9	16,2
РС 2	51,9	2,1		3,8		4,2		17,6	

Таблица 3.9 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ на конец 10-й МК

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	92,3	4,9	6,5	4,4	7,6	8,5	11,1	1,2	4,9
A3 2	80,8	15,0		10,3		18,6		10,3	
A3 3	85,5	10,2		12,3		15,2		7,6	
A3 4	91,2	3,2		3,7		7,1		0,2	
A3 5	87,7	9,2		6,9		11,5		4,3	
A3 6	90,5	4,7		8,9		9,9		6,2	
A3 7	87,7	6,1		11,3		11,0		5,1	
A3 8	92,1	1,2		2,9		9,0		3,2	
A3 9	94,3	3,8		7,6		9,3		5,7	
ПА3 1	116,1	–14,5	–7,9	–14,5	–7,6	–12,0	–3,9	–14,1	–6,8
ПА3 2	103,2	–3,9		–3,9		0,0		–3,0	
ПА3 3	103,2	–5,2		–4,3		0,2		–3,3	
КС 1	102,3	–6,6	–6,1	–4,8	–5,4	–5,5	–0,7	–3,9	–5,4
КС 2	100,8	–6,0		–4,2		–5,1		–4,5	
КС 3	97,3	–3,0		0,5		–1,6		–0,7	
КС 4	101,2	–6,0		–2,9		–4,0		–3,3	
КС 5	99,7	–7,2		–5,4		–0,4		–7,6	
КС 6	91,6	–3,2		–6,9		2,0		–2,7	
КС 7	94,1	–6,4		–6,9		–1,0		–5,0	
КС 8	90,3	–2,7		–6,5		1,0		–6,7	
КС 9	94,4	–3,3		–6,2		0,0		–7,6	
КС 10	92,0	–5,4		–5,1		0,5		–5,6	
КС 11	94,5	–6,6		–7,6		–0,7		–6,2	
КС 12	92,0	–9,5		–4,9		1,2		–7,8	
КС 13	94,8	–8,7		–6,1		1,2		–7,1	
КС 14	91,7	–9,3		–5,6		2,0		–3,2	
КС 15	97,3	–9,7		–7,6		–1,4		–7,8	
КС 16	95,2	–4,7		–5,4		0,9		–6,1	
РС 1	54,4	4,9	3,1	3,7	5,3	–4,1	–3,3	0,4	–0,6
РС 2	55,1	1,2		6,9		–2,4		–1,6	

Таблица 3.10 – Результаты расчетно–экспериментальных расхождений в значениях эффективности одиночных РО СУЗ на начало 11-й МК

Стерж. РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождения в значениях эффективности стержней РО СУЗ, %							
		ММКК		ММКС		JARFR		ГЕФЕСТ800	
A3 1	91,8	2,1	4,1	11,8	7,1	11,2	9,9	5,9	5,5
A3 2	89,6	3,6		5,4		10,2		3,9	
A3 3	87,6	2,5		1,8		7,4		4,9	
A3 4	90,0	4,5		6,0		12,3		5,7	
A3 5	81,4	9,9		10,6		13,2		8,9	
A3 6	87,5	10,5		14,5		13,2		9,5	
A3 7	79,1	9,9		15,7		13,7		9,9	
A3 8	91,7	0,9		5,9		9,1		4,4	
A3 9	105,3	–7,2		–7,9		–1,5		–3,3	
ПА3 1	103,9	–2,9	–3,8	–2,3	–2,6	0,0	0,6	–2,1	–1,5
ПА3 2	102,5	–1,8		–2,6		2,6		0,0	
ПА3 3	97,3	–6,6		–2,8		–0,8		–2,5	
КС 1	106,5	–7,1	–5,1	–5,8	–4,1	–1,3	2,5	–3,0	–3,6
КС 2	105,2	–5,1		–1,5		0,0		–3,3	
КС 3	100,5	–1,6		3,8		4,3		1,3	
КС 4	104,4	–2,6		–2,1		0,5		–1,0	
КС 5	138,3	–13,3		–13,1		–4,3		–11,1	
КС 6	131,1	–3,9		–4,1		2,3		–1,8	
КС 7	136,1	–8,5		–7,3		0,0		–5,5	
КС 8	131,8	–3,5		–3,9		4,5		–2,9	
КС 9	122,3	2,0		1,5		8,1		–1,3	
КС 10	127,2	–1,5		–4,4		2,8		–5,5	
КС 11	119,9	0,7		–0,4		9,0		–1,1	
КС 12	124,5	–5,4		–0,4		6,5		–2,8	
КС 13	125,9	–6,4		–5,6		3,6		–5,6	
КС 14	131,6	–9,2		–8,0		1,0		–3,7	
КС 15	128,4	–9,9		–7,8		2,5		–4,2	
КС 16	133,2	–7,1		–6,3		0,6		–5,7	
РС 1	64,3	–4,2	–1,6	–4,6	2,8	–1,3	0,3	10,5	11,0
РС 2	60,6	0,9		10,2		1,8		11,6	

На рисунках 3.6–3.9 представлены усредненные значения по группам стержней СУЗ расчетно-экспериментальных отклонений для всех четырех

расчетных программ. На каждом рисунке выделен коридор $\pm 15\%$, который проведен по максимально наблюдаемым расхождениям усредненных значений с экспериментом.

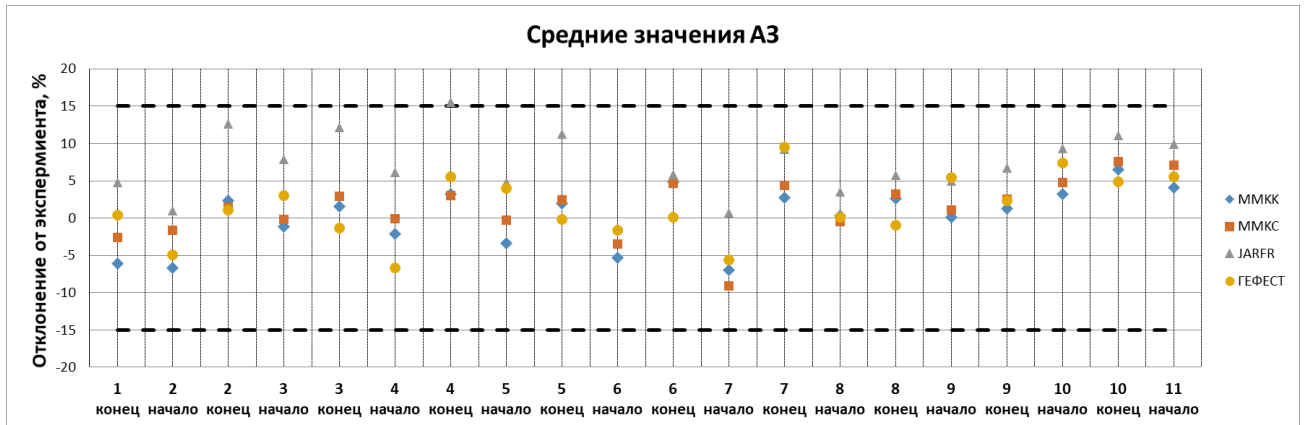


Рисунок 3.6 – Средние значения отклонений эффективности стержней АЗ

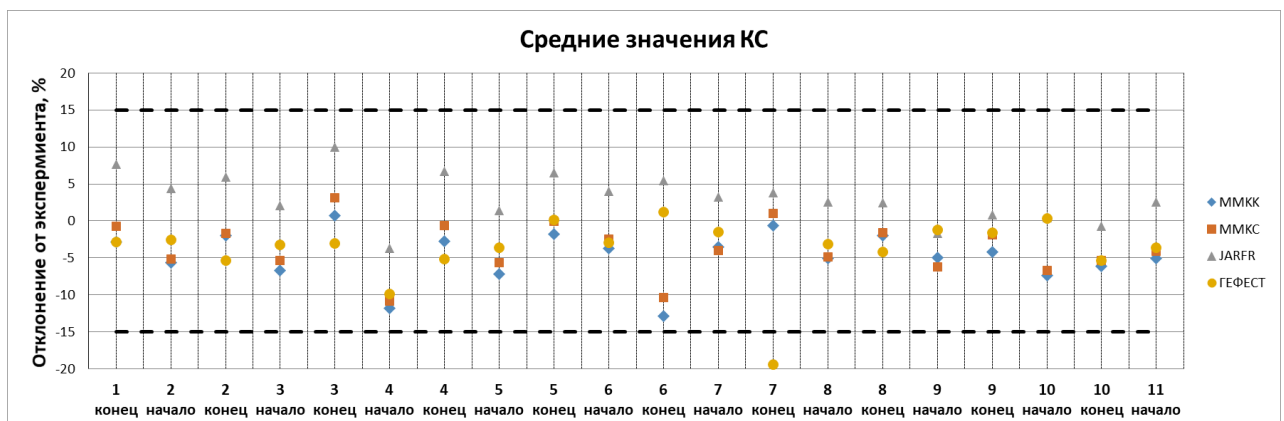


Рисунок 3.7 – Средние значения отклонений эффективности стержней КС

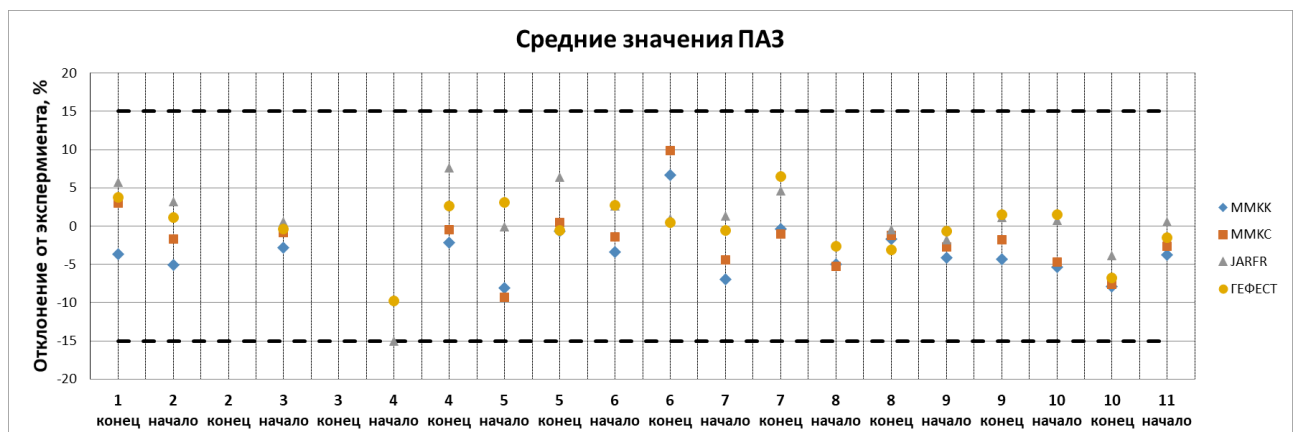


Рисунок 3.8 – Средние значения отклонений эффективности стержней ПАЗ

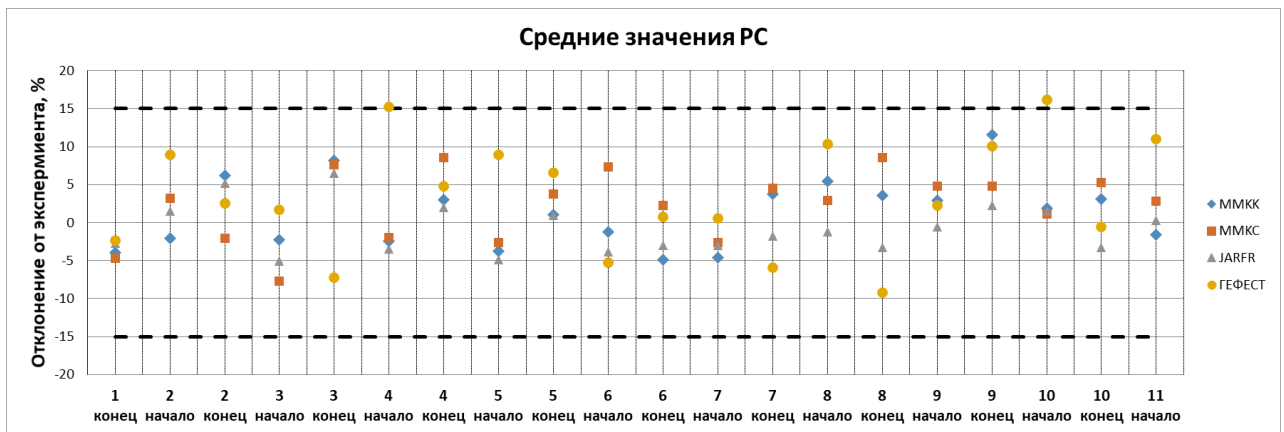


Рисунок 3.9 – Средние значения отклонений эффективности стержней РС

Исходя из результатов расчетов, представленных ранее в таблицах 3.3–3.10 и на рисунках 3.6–3.9, можно сделать следующие выводы:

- расчетные результаты для основных групп стержней СУЗ (КС и АЗ) хорошо согласуются как между собой, так и с экспериментальными значениями;
- разброс расчетных результатов для органов АЗ в начале МК несколько больше, чем в конце МК;
- наибольший разброс в расчетных результатах наблюдается для самых «легких» органов РС как между собой, так и с экспериментальными значениями. Однако и в этом случае расчетно-экспериментальные расхождения не выходят за пределы очерченного коридора.

В результате работы сформирована база данных из 600 расчетных заданий, которая позволила сделать выводы о точности расчетного предсказания измерений эффективности РО СУЗ, проводимых на БН-800.

3.6 Выводы по материалам главы 3

За время эксплуатации реактора БН-800 с 1-й по 11-ю микрокампанию накоплен большой объем экспериментальных данных по критическим состояниям, эффективности РО СУЗ и другим нейтронно-физическим характеристикам.

Выполнена работа по сопоставлению экспериментальных данных с результатами расчета по всем привлеченным программам, включая, использующие метод Монте-Карло. Точность расчетного прогнозирования основных нейтронно-физических характеристик с помощью этих программ приведена далее.

1) Критический параметр для «холодного» состояния, усредненный по 11-ю МК составил $1,001 \pm 0,001$.

Следует отметить, что результаты расчетов с использованием системы констант РОСФОНД–2010 имеют некий тренд к уменьшению величины критичности с загрузкой в активную зону МОКС-топлива. Поэтому в дальнейшем при эксплуатации активной зоны БН800-01Д при расчетах с помощью программ с поточечным слежением за энергией нейтрона рекомендуется использовать обновленную версию библиотеки констант РОСФОНД – библиотеку РОСФОНД2020.2 [4].

2) Отличие расчетного от экспериментального значения запаса реактивности для исследованных состояний реактора не превышает 0,2 % $\Delta k/k$, что существенно меньше учитываемой при составлении баланса реактивности активной зоны БН800-01Д погрешности определения максимального запаса реактивности 0,5 % $\Delta k/k$.

3) Эффективность рабочих органов СУЗ:

– АЗ – максимальные отклонения средних по группе значений от эксперимента находятся в диапазоне от –10 % до +15 % для диффузионных программ и от –7 % до +6 % для программ, использующих метод Монте–Карло. Средний разброс расчетных результатов составляет 4,5 %. При этом разброс расчетных результатов для органов АЗ в начале МК несколько больше, чем в конце микрокампании;

– КС – максимальные отклонения средних по группе значений от эксперимента находятся в диапазоне от –8 % до +8 %. Средний разброс расчетных результатов составляет 4 % $\Delta k/k$. Обращает на себя внимание неожиданное завышение экспериментальных результатов в начале 4-й МК;

– РС – наибольший разброс в расчетных результатах наблюдается для самых «легких» органов, как между собой, так и с экспериментальными значениями. Однако и в этом случае максимальные расчетно-экспериментальные расхождения не выходят за $\pm 15 \% \Delta k/k$.

Стоит отметить систематическое различие экспериментальных значений эффективности стержней АЗ и ПАЗ. Данные стержни имеют одинаковую загрузку поглощающего материала, но имеют различные скорости ввода в активную зону при проведении измерений. Данное обстоятельство определяет необходимость уточнения методики проведения измерений в части обработки показаний измерительной аппаратуры.

4) Баланс реактивности.

Подтверждено гарантированное выполнение требований НП–082–07 к уровню подкритичности реактора при перегрузке не менее 2 % и после взвода стержней АЗ не менее 1 %.

5) Температурно-мощностной эффект реактивности.

Программы JARFR и TRIGEX достаточно хорошо рассчитывают температурный эффект реактивности:

– TRIGEX от 0,02 % $\Delta k/kk$ до 0,07 % $\Delta k/kk$ (выбивается эксперимент на начало 5-й МК);

– JARFR от 0,01 % $\Delta k/k$ до 0,06 % $\Delta k/k$ (выбивается эксперимент на начало 5-й МК);

и мощностной эффект реактивности:

– TRIGEX от –0,22 до –0,15 % $\Delta k/k$;

– JARFR от –0,13 до –0,09 % $\Delta k/k$.

Стоит отметить, что экспериментальные данные не стабильны – выбиваются значения для 5-й микрокампании, что с учетом стабильности расчетных результатов объясняется проявлением погрешности измерений.

Проведенная работа доказывает высокое качество результатов расчетов по программам ГЕФЕСТ800, JARFR и BNcode. Полученные экспериментально–

расчетные расхождения, в целом, соответствуют современным требованиям к программному обеспечению подобных расчетов.

Учитывая первый опыт масштабного использования плутония в энергетических быстрых реакторах, необходимо продолжать исследование нейтронно-физических характеристик БН-800 с полной загрузкой оксидным смешанным уран-плутониевым топливом в следующих микрокампаниях.

ГЛАВА 4 АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗМЕРЕНИЮ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В РУ БН-800

Расчетное моделирование нейтронного поля является основным способом определения энерговыделения в активной зоне быстрого реактора, в котором нет оперативного аппаратного контроля за его распределением. Точность и знание погрешности расчета тепловыделения важно для подтверждения надежной работы ТВЭлов и ТВС, проектирования активной зоны, назначения проектных пределов и запасов, определяющих технико-экономические характеристики энергоблока.

Опыт эксплуатации реактора БН-800 позволяет численно оценить точность прогнозов проектных и эксплуатационных программ в реальных условиях промышленного реактора на быстрых нейтронах.

В настоящей главе представлены результаты анализа экспериментов по измерению поля энерговыделения в реакторе БН-800, которые были выполнены в 2022 году [47].

4.1 Описание экспериментов и методики измерений

Метод измерения относительного энерговыделения в активной зоне БН-800 базируется на регистрации гамма-излучения радиоактивных ядер ^{140}La , образующихся в результате деления ядер топливных нуклидов в процессе облучения ТВС. Метод измерений предусматривает три основных этапа:

1) предварительное облучение ТВС, при котором происходит образование осколков деления;

2) сканирование свежих ТВС из предварительно выбранных ячеек для измерения накопленной активности осколка деления – ^{140}La (с периодической перенормировкой на активность в «реперной» ТВС);

3) сопоставление с прогнозными расчетами и расчетная интерпретация результатов измерений.

Работы по измерению распределения энерговыделения методом гамма-сканирования были выполнены после завершения 10-й перегрузки, по результатам которой доля ТВС с МОКС-топливом в активной зоне составила $\sim 93\%$. С целью предварительного облучения ТВС для проведения гамма-сканирования реактор БН-800 был выведен на уровень мощности $\sim 0,8\% N_{\text{ном}}$ по показаниям АKNП. Облучение на данном уровне мощности продолжалось $\sim 3,19 \cdot 10^{-3}$ эфф. суток.

Для проведения гамма-сканирования были выбраны 27 «свежих» ТВС с МОКС-топливом (13 ТВС ЗМО, 7 ТВС ЗСО, 7 ТВС ЗБО) из числа сборок, установленных в ходе 10-й перегрузки (без продуктов деления на начало предварительного облучения), как показано на рисунке 4.1. Для снижения погрешности эксперимента периодически проводились повторные измерения активности реперной ТВС.

Выполненные измерения являются важным этапом подтверждения соответствия реальных параметров активной зоны реактора БН-800 с практически полной загрузкой МОКС-топливом ее проектным характеристикам [47].

4.2 Описание моделирования в BNcode

Расчетное состояние активной зоны реактора для анализа измерений по определению гамма-сканирования было получено с помощью вычислительного комплекса сопровождения реактора БН-800 BNcode.

Изотопный состав активной зоны реактора БН-800 на начало 11-й микрокампании был рассчитан по программе TRIGEX с 26 энергетическими группами и программе CARE. ТВС были разбиты на 11 зон выгорания в активной части и 12 в аксиальных экранах, учитывалось выгорание каждой ТВС и фактическая длительность каждой микрокампании.

Полная расчетная модель содержала более 30 тысяч физических зон, шаг решетки составил 10,04 см, температура всех изотопов – 513 К, органы регулирования СУЗ выставлены в экспериментальное положение.

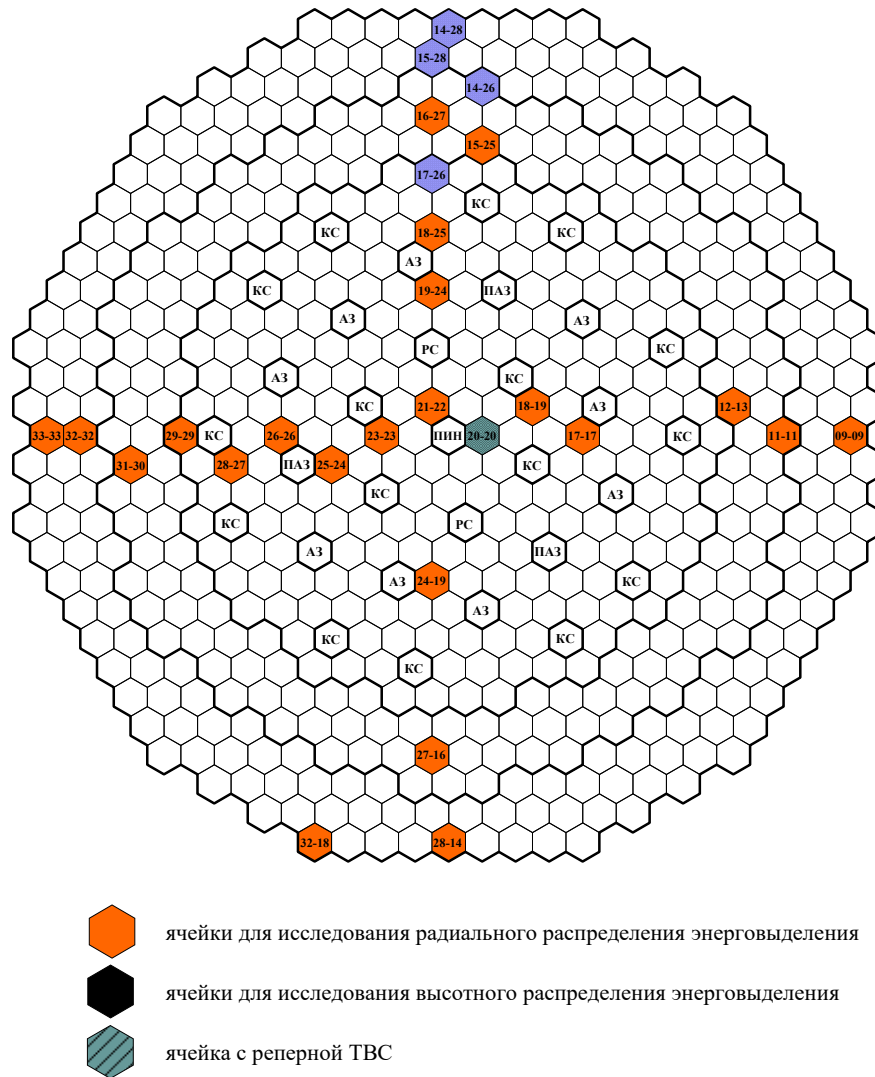


Рисунок 4.1 – Местоположение ТВС, для которых было выполнено гамма-сканирование

4.3 Результаты расчетов по программе TRIGEX

В радиальном направлении рассчитано отношение выходов гамма-квантов через грани шестигранной призмы, выделенного набора, к среднему выходу гамма-квантов заданной линии из призмы, декларированной в качестве монитора. Программа TRIGEX имеет возможность расчета коэффициентов самоэкранирования и выхода гамма-квантов восьми линий с энергией от 0,293 до 1,596 МэВ. Источником гамма-квантов служат следующие осколки деления: ^{134}Cs (2 линии), ^{137}Cs (1 линия), ^{140}La (4 линии), ^{143}Ce (1 линия). При обработке экспериментальных данных, представленных в этой работе, использована линия 1,596 МэВ, соответствующая ^{140}La .

В таблице 4.1 показаны результаты расчета выхода гамма-квантов по радиусу, нормированного на мониторную ТВС из ячейки 20 – 20 с помощью программы TRIGEX. Усреднение для каждой ТВС проводилось именно по тем граням, через которые были сделаны экспериментальные замеры.

Таблица 4.1 – Выход гамма-квантов в центральной плоскости активной зоны

Номер ячейки	Тип ТВС	Выход гамма-квантов, отн. ед.
20–20	ГХК ВФ	1,000
18–19	ГХК ВФ	0,992
17–17	ГХК ВФ	0,951
21–22	ГХК ВФ	0,986
19–24	ГХК ВФ	0,911
18–25	ГХК ВФ	0,878
17–26	МАЯК–ГХК	0,904
23–23	ГХК ВФ	0,993
25–24	ГХК ВФ	0,962
26–26	ГХК ВФ	0,906
28–27	ГХК	0,769
29–29	МАЯК–ГХК	0,829
24–19	ГХК ВФ	0,918
12–13	ГХК ВФ	0,965
11–11	ГХК ВФ	0,967

Продолжение таблицы 4.1

Номер ячейки	Тип ТВС	Выход гамма-квантов, отн. ед.
15–25	МАЯК–ГХК	0,960
16–27	ГХК ВФ	0,983
14–26	ГХК ВФ	0,905
31–30	МАЯК–ГХК	0,974
27–16	ГХК ВФ	0,979
32–32	МАЯК–ГХК	0,953
33–33	МАЯК–ГХК	0,763
15–28	МАЯК–ГХК	0,887
14–28	МАЯК–ГХК	0,704
28–14	ГХК	0,712
32–18	ВИБРО	0,579
09–09	МАЯК–ГХК	0,778

4.4 Сравнительный анализ расчетно-экспериментальных расхождений

Сравнение результатов расчетов распределения выхода гамма-квантов по радиусу активной зоны с экспериментальными данными представлено в таблице 4.2.

Таблица 4.2 – Сравнение результатов расчета распределения выхода гамма-квантов в центральной плоскости активной зоны с экспериментальными данными

№	Номер ячейки	Зона обогащения	Значение		
			Расчет по TRIGEX, отн. ед.	Эксперимент, отн. ед.	Отклонение расчета от эксперимента, %
1	20–20	ЗМО	1,000	1,00	0,0
2	18–19	ЗМО	0,992	1,00	–0,8
3	17–17	ЗМО	0,951	0,95	0,1
4	21–22	ЗМО	0,986	0,98	0,6
5	19–24	ЗМО	0,911	0,91	0,1
6	18–25	ЗМО	0,878	0,88	–0,2
7	17–26	ЗМО	0,904	0,92	–1,8

Продолжение таблицы 4.2

№	Номер ячейки	Зона обогащения	Значение		
			Расчет по TRIGEX, отн. ед.	Эксперимент, отн. ед.	Отклонение расчета от эксперимента, %
8	23–23	ЗМО	0,993	0,99	0,3
9	25–24	ЗМО	0,962	0,95	1,3
10	26–26	ЗМО	0,906	0,91	–0,4
11	28–27	ЗМО	0,769	0,76	1,1
12	29–29	ЗМО	0,829	0,81	2,4
13	24–19	ЗМО	0,918	0,90	2,0
14	12–13	ЗСО	0,965	0,98	–1,5
15	11–11	ЗСО	0,967	0,98	–1,4
16	15–25	ЗСО	0,960	0,97	–1,0
17	16–27	ЗСО	0,983	1,02	–3,7
18	14–26	ЗСО	0,905	0,93	–2,7
19	31–30	ЗСО	0,974	0,98	–0,7
20	27–16	ЗСО	0,979	0,99	–1,1
21	32–32	ЗБО	0,953	0,96	–0,7
22	33–33	ЗБО	0,763	0,77	–0,9
23	15–28	ЗБО	0,887	0,90	–1,4
24	14–28	ЗБО	0,704	0,71	–0,8
25	28–14	ЗБО	0,712	0,71	0,2
26	32–18	ЗБО	0,579	0,60	–3,5
27	09–09	ЗБО	0,778	0,80	–2,8
Среднее отклонение в активной зоне, %					–0,6
Среднеквадратичное отклонение в активной зоне, %					1,5
Максимальное отклонение в активной зоне, %					3,7

Моделирование энергетических реакторов АЭС, таких как БН-800, является сложной комплексной задачей, требующей учета большого числа факторов. Помимо разнообразия конструктивных элементов (ТВС различных типов, стержни регулирования, технологические сборки), необходимо учитывать сложное и непрерывное изменение состава топлива в процессе выгорания и воспроизводства. Кроме того, нейтронное поле в реакторе БН-800 существенно деформируется под влиянием стержней системы компенсации реактивности, положение и состав которых постоянно меняется.

Оценка масштаба модельных погрешностей представляет самостоятельный интерес. В данной работе расчетный анализ экспериментов проводился тремя группами специалистов: ФЭИ (по программе TRIGEX), БАЭС (по программе ГЕФЕСТ800) и ОКБМ (по программе JARFR). Каждая группа независимо формировала собственные расчетные модели на основе данных сопровождения реактора БН-800. Сравнительный анализ результатов расчетов по этим моделям позволяет оценить масштаб модельных погрешностей. В расчетах использовались детальные модели, учитывающие профилирование состава каждой ТВС по высоте. Общее число физических зон (зон с разным нуклидным составом) в одной из моделей составляло около 30 тысяч.

Графическое представление расчетных и экспериментальных данных выходов гамма-квантов по радиусу активной зоны в центральной плоскости топливной части представлено на рисунке 4.2 для программ ГЕФЕСТ800, JARFR и TRIGEX. Для удобства график представлен в двух частях: а) направление на элеваторы загрузки-выгрузки – «запад-восток»; б) перпендикулярно направлению на элеватор – «юг-север». Перед сравнением радиальные распределения были отнормированы на результаты измерений или расчетов для реперной ТВС в ячейке 20 – 20. Экспериментальная погрешность выходов гамма-квантов составила 4 – 5%.

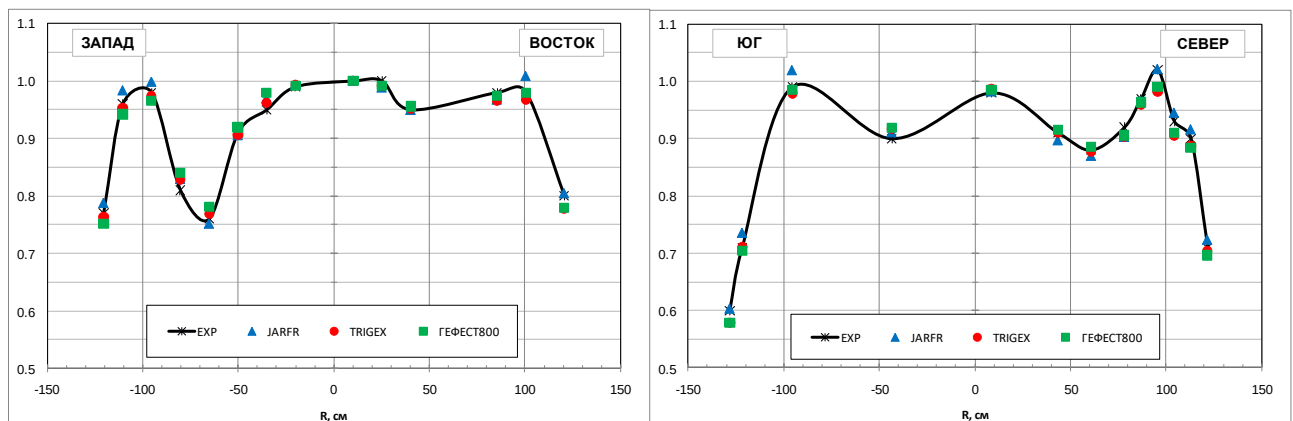


Рисунок 4.2 – Распределение расчетных и экспериментальных данных выходов гамма-квантов по радиусу активной зоны в центральной плоскости топливной части

В таблице 4.3 приведены результаты статистического анализа расхождений в виде оценок среднего смещения и максимальные расхождения между расчетом и экспериментом.

Таблица 4.3 – Обобщенный анализ расчетно-экспериментальных расхождений

Направление по активной зоне	TRIGEX		ГЕФЕСТ800		JARFR	
	Среднее	Макс	Среднее	Макс	Среднее	Макс
Запад–Восток	$-0,3 \pm 1,2$	2,8	$0,1 \pm 1,9$	3,1	$0,7 \pm 1,5$	2,9
Юг–Север	$-1,0 \pm 1,6$	3,7	$-0,9 \pm 1,5$	3,6	$0,7 \pm 1,6$	3,7

Как можно видеть из представленной на рисунке 4.2 информации, результаты расчетов радиального распределения скорости деления для большинства точек лежат в пределах погрешностей полученных экспериментальных данных. Результаты расчетов между ГЕФЕСТ800, JARFR и TRIGEX хорошо согласуются между собой. Значимых систематических расхождений программ между собой и экспериментальных распределений с расчетными распределениями не обнаружено. Относительное энерговыделение в основном массиве ТВС активной зоны описывается с точностью $\sim 2\%$, максимальное расхождение не превышает 4% [47].

4.5 Выводы по материалам главы 4

В результате проделанной работы проведено сравнение распределения поля энерговыделения по радиусу активной зоны реактора БН-800, полученного в экспериментах методом гамма-сканирования, и расчетах по вычислительным комплексам сопровождения.

Установлено, что в области активной зоны с максимальным энерговыделением (центральная плоскость активной зоны) различия между

расчетными и экспериментальными данными по абсолютной величине не превышают погрешности эксперимента.

Выполненный расчет реального состояния реактора подтвердил хорошее согласие расчетных программ, используемых в разных организациях для проектирования и эксплуатационного сопровождения реактора БН-800.

Для радиального распределения максимальное отклонение результатов расчета по программам ГЕФЕСТ800, JARFR и TRIGEX от экспериментальных данных не превышает 4 %, среднеквадратичное отклонение составляет ~ 2 %.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках диссертационной работы разработан, аттестован и внедрен в опытную эксплуатацию новый вычислительный комплекс для расчетного сопровождения реактора БН-800 – BNcode.

Особенностью BNcode является использование для нейтронно-физических расчетов прецизионных методов моделирования, для расчета полей температур активной зоны при выводе реактора на мощность – теплогидравлической программы.

Все полученные результаты отражены в публикациях, представленных во введении этой работы, и заключаются в следующем:

1) Создан новый вычислительный комплекс BNcode, представляющий интегрированную платформу, которая имеет развитые возможности расчетного моделирования, гибкий, удобный и современный интерфейс, позволяющий с легкостью менять расчетные модули и проводить адаптацию входных и выходных данных. Комплекс зарегистрирован в Реестре программ для ЭВМ Федерального Института промышленной собственности – свидетельство о государственной регистрации BNcode № 2020661744 от 30.09.2020.

2) Сделан вывод о точности расчетного прогнозирования нейтронно-физических характеристик на основе анализа расчетно-экспериментальных расхождений с применением максимально точных методов моделирования. Полученные экспериментально–расчетные расхождения, соответствуют современным требованиям к программному обеспечению подобных расчетов.

3) Созданы бенчмарк модели реальных состояний активной зоны, использование которых позволило завершить верификацию программ TRIGEX, JARFR, MMKK и MMKS применительно к реактору БН-800 с МОКС-топливом и аттестовать их в Ростехнадзоре.

4) Оценены методические поправки, которые рекомендуется использовать при расчете проектных характеристик активной зоны БН-800 с МОКС-топливом с

помощью инженерных программ. При расчете критичности поправка составляет +1,8 %, эффективности РО СУЗ – -11 %, энерговыделения ~ 2 %, темпа падения реактивности за микрокампанию ~ -2 %.

5) Разработана универсальная вычислительная платформа, с помощью которой удалось осуществить сбор, структурирование и анализ достаточности информации о выполненных измерениях в реакторе БН-800, занести ее в базу данных.

6) С помощью BNcode проведено авторское сопровождение эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в части работ научного руководителя, а именно: рассмотрена и согласована эксплуатационная и проектная документация на ТВС и активную зону; согласован объем перегрузок топлива перед началом каждой микрокампании, для чего проводились расчеты эксплуатации активной зоны в предстоящей микрокампании, подтверждающие соблюдение пределов и условий безопасной эксплуатации.

Поставленные цели были достигнуты и решены поставленные задачи, а именно:

1) создана универсальная, гибкая вычислительная платформа для оперативной обработки, хранения, расчетного анализа данных нейтронно-физических реакторных экспериментов, позволяющая интегрировать в себя современные нейтронно-физические и теплогидравлические программы;

2) осуществлен сбор и анализ информации о выполненных измерениях в реакторе БН-800: структурирование информации, анализ ее достаточности, отбор достоверной информации, заполнение базы данных;

3) созданы математические модели различных состояний активной зоны реактора БН-800;

4) проведен расчетный анализ измерений, выполненных на реакторе БН-800 с использованием набора программ для ЭВМ, интегрированных в разработанную платформу;

5) проведена оценка полной методической составляющей погрешности нейтронно-физических характеристик для проектных программ JARFR [22] и TRIGEX при переходе на полную загрузку МОКС-топливом;

6) осуществлено авторское сопровождение эксплуатации энергоблока № 4 Белоярской АЭС в части работ научного руководителя, а именно: рассмотрена и согласована эксплуатационная и проектная документация на ТВС и активную зону; согласован объем перегрузок топлива перед началом каждой микрокампании с проведением подтверждающих расчетов.

В заключение автор выражает искреннюю признательность своему научному руководителю – *Перегудову Антону Александровичу*.

Автор благодарен: *Семенову Михаилу Юрьевичу*, внимание и советы которого способствовали успешному завершению работы; *Кощееву Владимиру Николаевичу* и *Пановой Дарье Владимировне* за помощь в вопросах константного обеспечения расчетов; *Мантурову Геннадия Николаевичу* за консультации в вопросах определения погрешностей нейтронно-физических характеристик; *Дьяченко Яне Викторовне* за помощь в создании интерфейсов вычислительного комплекса; *Тормышеву Ивану Владимировичу* за помощь в написании модулей перегрузки и в создании упрощенных моделей; *Кунцё Галине Анатольевне* и *Соломоновой Наталье Владимировне* за замечания и помощь в оформлении диссертационной работы по ГОСТ; коллективу лаборатории № 9 за помощь в отладке и тестирование вычислительного комплекса BNcode; коллективу лаборатории № 11 и № 12 за советы и ценные замечания по представлению диссертационной работы; сотрудникам АО «ОКБМ Африкантов» и БАЭС за предоставленную информацию и проведение кросс-верификационных расчетов.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЗ	– аварийная защита
АКНП	– активационная камера нейтронного потока
АРМ	– автоматический регулятор мощности
АЭ	– атомная энергетика
АЭС	– атомная электростанция
БАЭС	– Белоярская атомная электростанция
БЗВ	– боковая зона воспроизводства
БН	– быстрый натриевый реактор
БР	– быстрый реактор;
БРЕСТ	– быстрый реактор со свинцовым теплоносителем
БФС	– быстрый физический стенд
ВАК	высшая аттестационная комиссия
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ВИБРО	– виброуплотненное МОКС-топливо
ВКИВ, НКИВ	– верхний, нижний концевой выключатель
ВРХ	– внутриреакторное хранилище
ВТЗВ, НТЗВ	– верхняя, нижняя торцевая зона воспроизводства
ГНЦ РФ – ФЭИ	– Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского
ГХК	– горно-химический комбинат
ВФ	– высокофонный
ЗБО	– зона большого обогащения
ЗМО	– зона малого обогащения
ЗСО	– зона среднего обогащения
КС	– контролирующий стержень
МБИР	– многофункциональный большой исследовательский реактор
МЗР	– максимальный запас реактивности
МОКС	– смешанное (уран-плутониевое) оксидное ядерное топливо

МЭР	– мощностной эффект реактивности
НФХ	– нейтронно-физические характеристики
ОТВС	– отработавшие ТВС
отн. ед.	– относительные единицы
ОУ	– облучательное устройство
ПАЗ	– пассивная защита
ПИН	– пусковой источник нейтронов
ПКР	– постоянный компенсатор реактивности
ПЭЛ	– поглощающий элемент
РБМК	– реактор большой мощности кипящий
РО	– рабочий орган
РС	– регулирующий стержень
РУ	– реакторная установка
СБЗ	– сборка борной защиты
СВБР	быстрый реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем
СВУТ	– смешанное виброуплотненное топливо
ССЗ	– сборка стальной защиты
Стерж.	– стержни
СТТ	– смешанное таблеточное топливо
СУЗ	– система управления и защиты
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	– тепловыделяющий элемент
ТМЭР	– температурно-мощностной эффект реактивности
ТЭР	– температурный эффект реактивности
Эксп.	– эксперимент
ЭТВС (КЭТВС)	– экспериментальная тепловыделяющая сборка (критическая)
ЯТЦ	– ядерный топливный цикл
ЯЭС	– ядерная электростанция
$\beta_{эф}$	– эффективная доля запаздывающих нейтронов
$k_{эф}$	– эффективный коэффициент размножения
$N_{ном}$	– мощность номинальная

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Резепов, В.К. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций / Резепов В.К., Денисов В.П., Кирилюк Н.А., Драгунов Ю.Г., Рыжов Ю.Б. – Подольск: ОКБ «Гидропресс», 2004. – 333 с.
2. Пономарев-Степной, Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. акад. РАН Пономарева-Степного Н.Н. – М.: ТЕХНОСФЕРА, 2016. – 160 с.
3. Алексеев, П.Н. К стратегии развития ядерной энергетики России / Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др. // Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 4. – С. 183–187.
4. Клинов, Д. А. Переход реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом / Клинов Д. А., Семенов М. Ю., Михайлов Г. М., Перегудов А. А., Мишин В. А. // Научный годовой отчет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» / Под общей редакцией д.т.н., научного руководителя Троянова В.М. – Обнинск: АО «ГНЦ – РФ ФЭИ», 2023. – 198 с. (авторство не разделено).
5. Звонарев, А.В. Экспериментально-расчетные исследования отношений сечений широкого набора нуклидов в реакторе БР-1 / Звонарев А.В., Колыженков В.А., Лифоров В.Г. и др. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990, вып. 3. – С. 67–79.
6. Козлов, Ф.А. История создания и научно-технический вклад БР-5, -10 в разработку быстрых натриевых реакторов / Козлов Ф.А., Багдасаров Ю.Е., Круглов А.С. // Атомная энергия, 2009, т. 106, вып. 3. – С. 134 –141.
7. Izhutov, A.L. BOR-60 reactor operational experience amd experimental capabilities / Izhutov A.L., Burukin A.V., I.Yu. Zhemkov I.Yu. e. a. / Inter. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR17). – Yekaterinburg, RF – 2017 – IAEA-CN245-497.
8. Троянов, М.Ф. Радиационный и расчетно-теоретический анализ нуклидного состава образцов актинидов после длительного облучения в активной

зоне реактора БН-350: отчёт о НИР / ГНФ РФ – ФЭИ; рук. Троянов М.Ф. – Инв. №9853. – Обнинск, 1998.

9. Кирюшин, А.И. Эволюция активной зоны реактора БН-600. / Кирюшин А.И., Васильев Б.А., Матвеев В.И. и др. / Труды двустороннего семинара по физике быстрых реакторов. – Япония, 1992.

10. Клинов, Д.А. Расчетно-экспериментальный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 на этапах физического пуска и последующего освоения проектной мощности / Клинов Д.А., Камаев А.А., Михайлов Г.М. и др. / Труды Международ. конф. по быстрым реакторам и соответствующим топливным циклам (FR17). Екатеринбург, 2017 [Электронный ресурс]. – <https://conferences.iaea.org/indico/event/126/abstract-book.pdf> (Дата обращения 17.06.2022).

11. Васильев, Б.А. Инновационный проект энергоблока БН-1200 как основа эволюционного развития направления БН / Васильев Б.А., Васяев А.В., Зверев Д.Л., Шепелев С.Ф., Аширметов М.Р., Ершов В.Н., Онуфриенко С.В., Говердовский А.А., Поплавский В.М., Труфанов А.А. / Сб. докладов на IV Международ. научно-техническую конф. «Инновационные проекты и технологии атомной энергетики (МНТК НИКИЭТ-2016)» – М.: АО «НИКИЭТ», 2016. – 11 с.

12. Жемков, И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах / Жемков И.Ю. // Сб. научных трудов. – Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 1996, вып.4. – С. 56–68.

13. Зизин, М.Н. Интеллектуальная программная система ShIPRW для математического моделирования ядерных реакторов: Препринт ИАЭ-6354/5. – М/ Зизин М.Н. – Москва: «НИЦ Курчатовский институт», 2005.

14. Альперович, М.Н. Аннотация комплекса программ ГЕФЕСТ / Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 4. – С. 36–43.

15. Асатрян, Д.С. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в

нестационарном режиме / Асатрян Д.С., Белов А.А., Перегудов А.А. и др. // Атомная энергия, 2015, т. 119, вып. 1. – С. 3–8.

16. Асатрян, Д.С. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в стационарном режиме / Асатрян Д.С., Белов А.А., Перегудов А.А. и др. // Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 6. – С. 303–309.

17. Моисеев, А.В. Система моделирования и расчетного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах: дис. канд. физ.-мат. наук.: 05.13.18 / Моисеев Андрей Владимирович – Обнинск, 2010.

18. Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-BNAB-90: Препринт ФЭИ-2655 / Серегин А.С., Кислицына Т.С. – Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 1997.

19. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ФЭИ-2431 / Кочетков А.Л. – Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 1995.

20. Перегудов, А.А. Разработка нейтронно-физических тестов для анализа первой серии облучения нитридного топлива в реакторе БН-600 / Перегудов А.А., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Якунин А.А., Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С. // Сб. докладов «Нейтроника-2017». – Обнинск: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2017.

21. Перегудов, А.А. BNcode – усовершенствованный код для научного сопровождения действующих реакторов БН / Перегудов А.А., Крячко М.В., Семенов М.Ю. и др. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2019, вып. 2. – С. 77–86.

22. Ярославцева, Л.Н. Комплекс программ JARFR для расчёта нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов / Ярославцева Л.Н. // Вопросы

атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1983, вып.8(37). – С .41–43.

23. Зайко, И.В. Нейтронно-физические особенности активной зоны МБИР / Левченко М.О., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Родина Е.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т. // Атомная Энергия, 2013, т. 114, вып. 4, С. 188–192.

24. Smirnov, V. The lead cooled fast reactor benchmark BREST-300: analysis with sensitivity method / Smirnov V., Orlov V. / Proc. Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications. – Avignon, France – 2005. – CD-ROM, ANS.

25. Зродников, А.В. Многоцелевой свинцово-висмутовый модульный быстрый реактор малой мощности СВБР-75/100 / Зродников А.В., Драгунов Ю.Г., Степанов В.С., Тошинский Г.И. и др., / Сб. докладов Международ. конф. МАГАТЭ «Инновационные ядерные технологии и инновационные топливные циклы». – 2003. – IAEA CN-108-36.

26. Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n-приближении: Препринт ФЭИ–2887 / Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. – Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2001.

27. Блыскавка, А.А. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона / Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. / Сб. докладов конференции «Нейтроника-2012». – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2012.

28. Богословская, Г.П. Программа МИФ-СКД теплогидравлического расчета активной зоны реактора, охлаждаемого водой при СКД / Богословская Г.П., Карпенко А.А., Кириллов П.Л., Сорокин А.П. // Сб. докладов межотраслевой тематической конф. «Теплофизика-2005». – Обнинск: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2006.

29. Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ФЭИ-2431 / Кочетков А.Л. – Обнинск: Государственный научный центр

Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 1995.

30. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828 / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. – Обнинск: Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского, 2000.

31. Мантуров, Г.Н. Система групповых констант БНАБ–93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1996, вып. 1. – С. 59–98.

32. Мантуров, Г.Н. Состояние разработки баз данных ядерных констант для расчетов быстрых реакторов на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ / Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Зуйков А.А., Левченко Ю.В., Мелега Н.А., Мишин В.А., Панова Д.В., Перегудов А.А., Перегудова О.О., Семенов М.Ю., Слюняев М.Н., Тыклеева К.В. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2022, вып. 3. – С. 19–26 (авторство не разделено).

33. Забродская, С.В. РОСФОНД – российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных / Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощев В.Н., Манохин В.Н., Николаев М.Н., Проняев В.Г. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 2007, вып. 1–2. – С. 3–21.

34. Werner, C.J. MCNP User's Manual / C.J. Werner, et al./ Code Version 6.2. LA-UR-17-29981, – 2017. [Электронный ресурс]. – https://laws.lanl.gov/vhosts/mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-17-29981.pdf (Дата обращения 25.09.2023).

35. Кощев, В.Н. Моделирование детальных ядерных данных при произвольной температуре в нейтронно-физических расчетах для кодов Монте-Карло / Кощев В.Н., Перегудов А.А., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Якунин А.А. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2019, вып. 1. – С. 263–272.

36. Перегудов, А.А. CROSSER – программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов / Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В. и др. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2020, вып. 4. – С. 16–25.

37. Derstine, K.L. DIF3D: A Code to Solve One-, Two-, and Three-Dimensional Finite-Difference Diffusion Theory Problems / K.L. Derstine – USA: Argonne National Laboratory, 1984. – ANL-82-64. – 292 p.

38. ERANOS 2.3, Modular code and data system for fast reactor neutronics analyses. [Электронный ресурс]. – www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1683 (Дата обращения 05.10.2023).

39. Елисеев, В.А. Разработка кода повышенной точности TRIUM800 для расчетного сопровождения эксплуатации реактора БН-800 / Елисеев В.А., Клинов Д.А., Кощеев В.Н., Маслов П.А., Перегудов А.А., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю. / Труды 11 Международ. научно-техн. конф. «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики (МНТК-2018)». – Москва, 2018.

40. Матвеев, И.П. Физическая инвентаризация ядерных материалов на стенде БФС / Матвеев И.П., Двухшерстнов В.Г., Ефименко В.В. / Сб. трудов 2-й Международ. конф. по учету, контролю и физической защите ядерных материалов. – Обнинск: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2000. – С. 70–77.

41. Manturov, G. Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Keff Analysis Results. / Manturov G. // Nuclear Science and Engineering, 2003, vol. 114. – P. 211–218.

42. Серегин, А.С. Некоторые вопросы реализации улучшенных схем дискретизации задачи диффузии в трехмерной гексагональной геометрии / Серегин А.С. / Сб. трудов «Нейтроника-92». – Обнинск: АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 1994. – С. 164-173.

43. Библиотека РОСФОНД [Электронный ресурс]. – <https://www-nds.iaea.org/exfor/endl.htm> (Дата обращения 12.11.2023)

44. Chadwick, M. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data / Chadwick M., et al. // Nuclear Data Sheets – 2011 – vol. 112, № 12, – P. 2887–2996.

45. Fusion decay heat validation, FISPACT-II & TENDL-2017, EAF2010, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, and IRDFF-1.05 nuclear data libraries, Tech. Rep. / Gilbert Mark R., Vilkhivskaya Olga – UK: Culham Centre for Fusion Energy – 2018.

46. Plompen, A. The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3 / Plompen A., Cabellos O., De Saint Jean C. et al. // The European Physical Journal A – 2020 – vol. 56.

47. Клинов, Д.А. Анализ точности расчета распределения энерговыделения в БН-800 / Клинов Д.А., Семенов М.Ю., Михайлов Г.М., Изотов В.В., Перегудов А.А., Мишин В.А. // Научный годовой отчет АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» / Под общей редакцией д.т.н., научного руководителя Троянова В.М. – Обнинск: АО «ГНЦ – РФ ФЭИ», 2023. – 198 с. (авторство не разделено).

ПРИЛОЖЕНИЕ А

ПРИМЕРЫ ИНТЕРФЕЙСНЫХ МОДУЛЕЙ ПЛАТФОРМЫ VNCODE

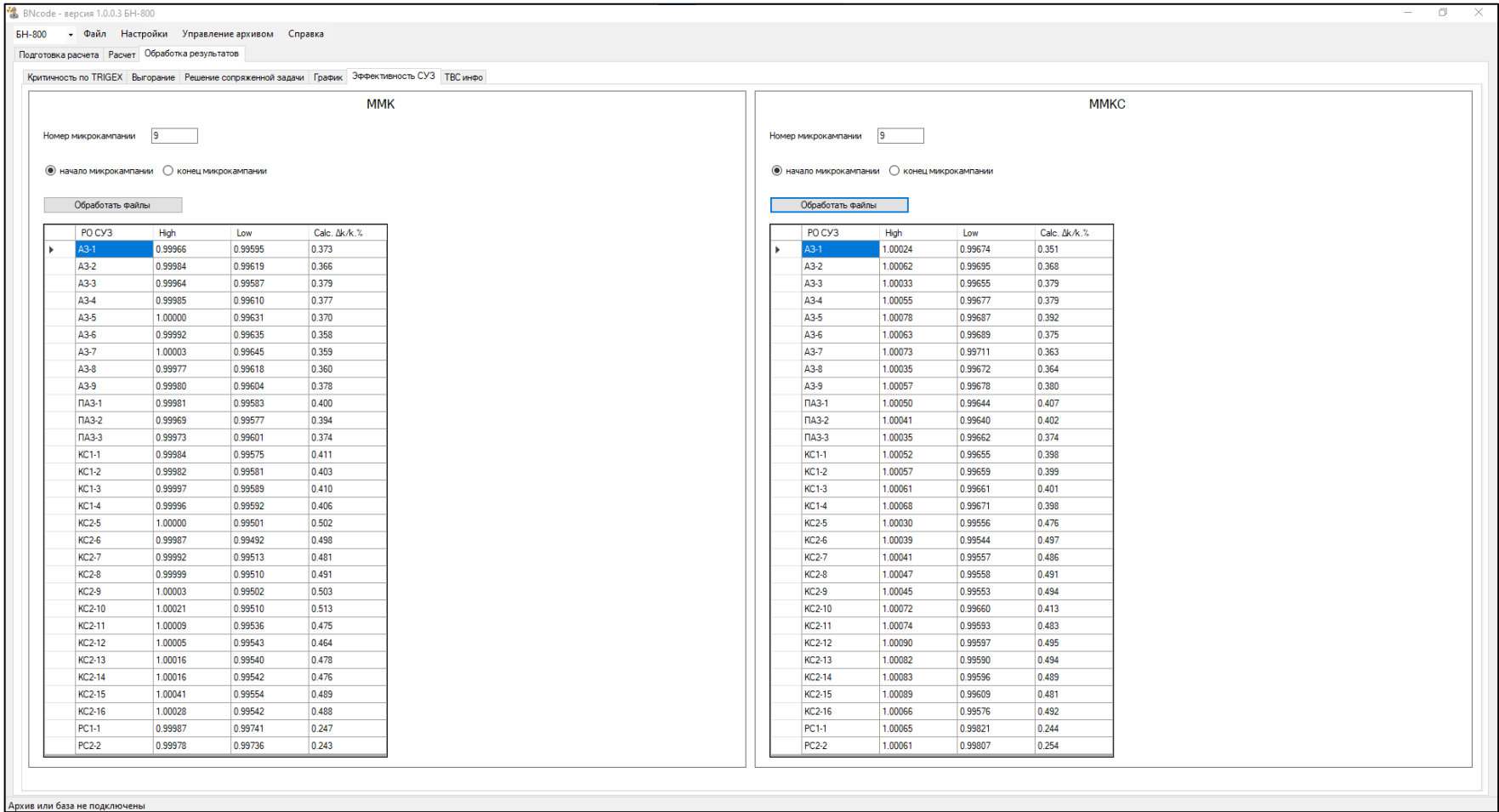


Рисунок А1 – Интерфейс VNcode «Обработка результатов». Вывод эффективности одиночных СУЗ

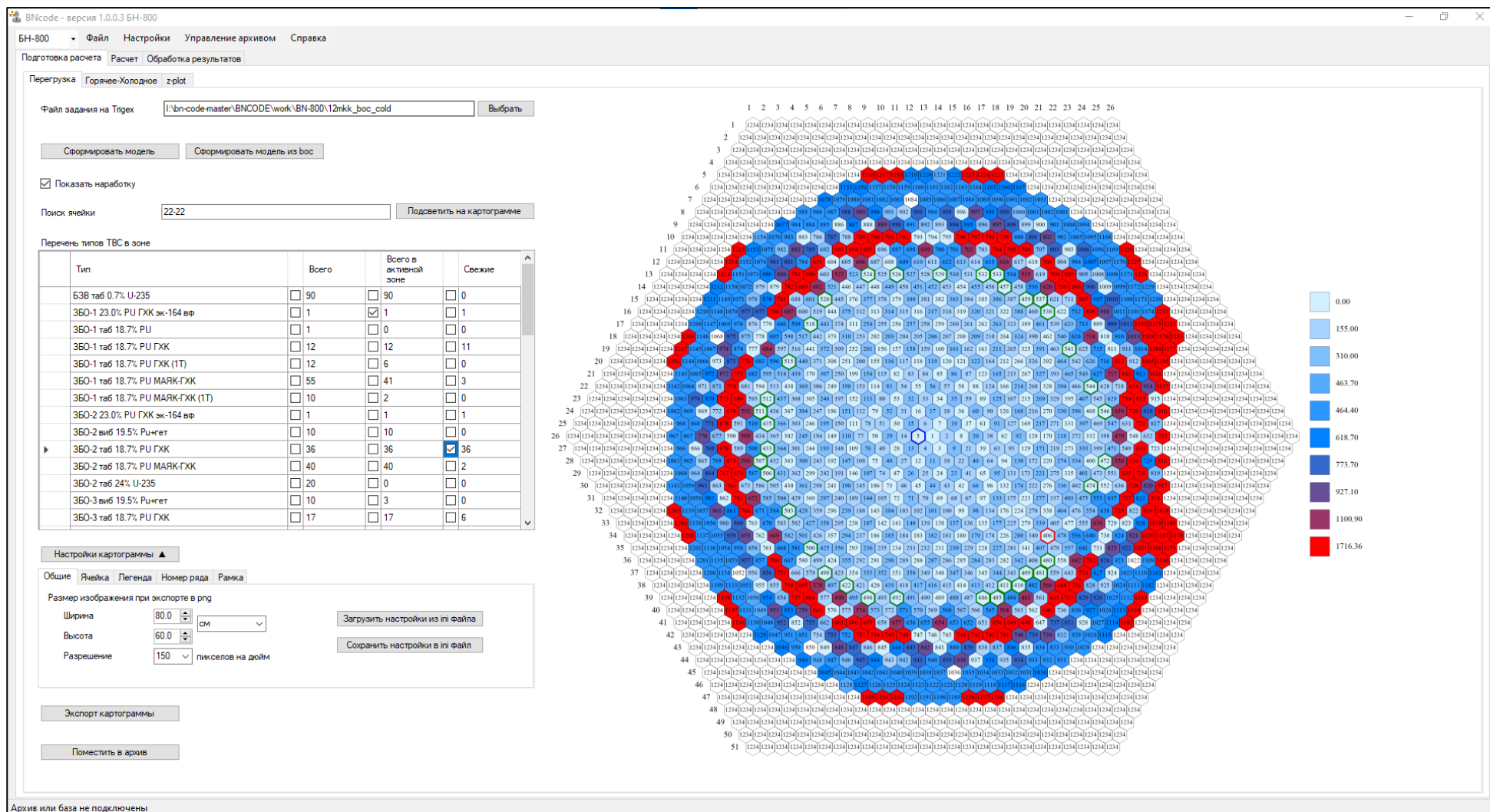
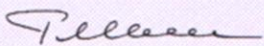


Рисунок А2 – Интерфейс ВNcode «Подготовка расчета». Картограмма наработки эффективных суток



Рисунок А3 Перемещение органов СУЗ по расчетной модели

ПРИЛОЖЕНИЕ Б
СВИДЕТЕЛЬСТВО О ГОСУДАРСТВЕННОЙ РЕГИСТРАЦИИ ПРОГРАММЫ
ДЛЯ ЭВМ VNCODE, АТТЕСТАЦИОННЫЕ ПАСПОРТА ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ,
ВСТРОЕННЫХ В VNCODE

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ 	
СВИДЕТЕЛЬСТВО о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2020661744 BNcode	
Правообладатель: <i>Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)</i> (RU)	
Авторы: <i>Дьяченко Яна Викторовна (RU), Мишин Вячеслав Александрович (RU), Перегудов Антон Александрович (RU), Семенов Михаил Юрьевич (RU), Якунин Андрей Андреевич (RU)</i>	
	Заявка № 2020660791
	Дата поступления 21 сентября 2020 г.
	Дата государственной регистрации
	в Реестре программ для ЭВМ 30 сентября 2020 г.
Руководитель Федеральной службы по интеллектуальной собственности  Г.П. Ивлиев	



Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)
Федеральное бюджетное учреждение
«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)



ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ



АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер

313

от 9 октября 2012 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

TRIGEX.051,

которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен

Государственному научному центру Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»). Юридический адрес: 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий
Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия аттестационного паспорта

до 9 октября 2022 года

Заместитель директора
ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
председатель экспертного Совета
по аттестации программных средств
при Ростехнадзоре



С.Н. Богдан

ETSON

EUROPEAN
TECHNICAL SAFETY
ORGANISATIONS
NETWORK



ISO 9001:2008
Certified Management System



Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)
Федеральное бюджетное учреждение
«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)



ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ



АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер

314

от 9 октября 2012 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

ММКК,

которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен

Государственному научному центру Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»). Юридический адрес: 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий
Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия аттестационного паспорта

до 9 октября 2022 года

Заместитель директора
ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
председатель экспертного Совета
по аттестации программных средств
при Ростехнадзоре



С.Н. Богдан

ETSON

EUROPEAN
TECHNICAL SAFETY
ORGANISATIONS
NETWORK



ISO 9001:2008

Certified Management System



Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)
Федеральное бюджетное учреждение
«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)



ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ



АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер

311

от 9 октября 2012 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

CARE_03,

которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен

Государственному научному центру Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»). Юридический адрес: 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий
Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия аттестационного паспорта

до 9 октября 2022 года

Заместитель директора
ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
председатель экспертного Совета
по аттестации программных средств
при Ростехнадзоре



С.Н. Богдан

ETSON

EUROPEAN
TECHNICAL SAFETY
ORGANISATIONS
NETWORK



ISO 9001:2008

Certified Management System



Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору
(Ростехнадзор)



Федеральное бюджетное учреждение
«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

Экспертный совет по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре



АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭЛЕКТРОННЫХ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ МАШИН

«ММКС»

(применительно к расчетам БН-1200)

регистрационный № 474 от 20.11.2019

выдан

Акционерному обществу «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»).

Юридический адрес: 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

срок действия

до 20.11.2029

Заместитель директора ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
Председатель Экспертного совета
по аттестации программ для ЭВМ
при Ростехнадзоре, канд. техн. наук



С.Н. Богдан

ETSON

EUROPEAN
TECHNICAL SAFETY
ORGANISATIONS
NETWORK



Система
менеджмента
ISO 9001:2015
www.tuv.com
ID: 910008067





Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)

ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ



АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер 365 от 18 марта 2015 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

MIF-2

которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен

**Федеральному государственному унитарному предприятию
«Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (ФГУП «ГНЦ РФ – ФЭИ»).**

Юридический адрес: 249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий
Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия аттестационного паспорта до 18 марта 2025 года

Председатель экспертного Совета
по аттестации программных средств
при Ростехнадзоре

С.Н. Богдан



ETSON

EUROPEAN
TECHNICAL SAFETY
ORGANISATIONS
NETWORK



ISO 9001:2008

Certified Management System



**Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору
(Ростехнадзор)**

**ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ**

УТВЕРЖДАЮ:

Председатель Экспертного совета
по аттестации программ для ЭВМ при
Ростехнадзоре, канд. техн. наук

С.Н. Богдан

М.П. (подпись)

П Р О Т О К О Л

от 19.12.2023

ФБУ «НТЦ ЯРБ»

№ 79/с1-2023

Наименование рабочего органа Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре	Секция № 1 «Физика ядерных реакторов и систем с ядерными материалами, ядерная безопасность, перенос частиц»
Форма проведения заседания	Очная с возможностью участия путем видеоконференции

- 1) Программа для ЭВМ «ММКС». Рассмотрение результатов экспертизы, проведенной в рамках переоформления аттестационного паспорта рег. № 474 от 20.11.2019 в связи с расширением области применения программы для ЭВМ в части учета возможности расчета РУ БН-800 с урановым и МОКС-топливом.

Решение:

Признать результаты проведенных экспертами в рамках деятельности секции № 1 анализа и оценки обосновывающих материалов по программе для ЭВМ **объективными**, а выводы частных экспертных заключений – аргументированными и обоснованными

- 2) Программа для ЭВМ «ММКК» (Заказчик экспертизы – АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»). Рассмотрение результатов экспертизы, проведенной в рамках переоформления аттестационного паспорта рег. № 314 от 09.10.2012 с целью продления срока его действия и расширения области применения программы для ЭВМ в части возможности расчета различных топливных загрузок.

Решение:

Признать результаты проведенных экспертами в рамках деятельности секции № 1 анализа и оценки обосновывающих материалов по программе для ЭВМ **объективными**, а выводы частных экспертных заключений – аргументированными и обоснованными.

- 3) Программа для ЭВМ «TRIGEX.051». Рассмотрение результатов экспертизы, проведенной в рамках переоформления аттестационного паспорта рег. № 313 от 09.10.2012 с целью продления срока его действия и расширения области применения программы для ЭВМ в части учета возможности расчета РУ БН-800 с урановым и МОКС-топливом.

Решение:

Признать результаты проведенных экспертами в рамках деятельности секции № 1 анализа и оценки обосновывающих материалов по программе для ЭВМ **объективными**, а выводы частных экспертных заключений – аргументированными и обоснованными.