

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



Панова Дарья Владимировна

**ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ИСИДА ДЛЯ ПОДГОТОВКИ
И ВНЕДРЕНИЯ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ БНАБ-РФ22 В ПРАКТИКУ
РАСЧЕТОВ РЕАКТОРОВ БН-600 И БН-800**

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 2026

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ	5
ГЛАВА 1 ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ИСИДА	23
1.1 Описание программного комплекса ИСИДА	24
1.2 Описание рабочей среды «Карта нуклидов».....	27
1.3 Описание рабочей среды «Подготовка констант»	31
1.3.1 Формирование поточечных данных в формате ACE	32
1.3.2 Формирование групповых данных.....	34
1.4 Описание рабочей среды «Верификация».....	35
1.5 Программный комплекс ИСИДА: сравнение с аналогами.....	37
1.6 Выводы по материалам главы 1	45
ГЛАВА 2 СИСТЕМНЫЙ АРХИВ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ИСИДА ДЛЯ ВЕРИФИКАЦИИ БИБЛИОТЕК КОНСТАНТ	47
2.1 Критические бенчмарк-эксперименты с высокообогащенным ураном и плутонием	48
2.2 Эксперименты с k_{∞} близким или равным единице	49
2.3 Бенчмарк-эксперименты критических сборок ZPR и ZPPR.....	50
2.4 Бенчмарк-эксперименты, характеризующие конструкционные материалы	52
2.5 Бенчмарк-эксперименты критических водных растворов.....	56
2.6 Серия экспериментов на сборках БФС	57
2.7 Тестовые модели энергетических реакторов	58
2.8 Тестовые модели реакторов на быстрых нейтронах	64
2.8.1 Модели реакторов FFTF и JOYO	64
2.8.2 Тестовая модель реактора МБИР	65
2.8.3 Тестовая модель реактора БРЕСТ-ОД-300.....	67
2.8.4 Тестовая модель реактора БНР большой мощности.....	69
2.9 Оценка константной составляющей погрешности	70
2.10 Выводы по материалам главы 2	74

ГЛАВА 3 ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ИСХОДНЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К РАСЧЕТУ РЕАКТОРОВ БН-600 И БН-800.....	75
3.1 Обзор библиотек файлов оцененных ядерных данных.....	75
3.1.1 Библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B	75
3.1.2 Библиотека оцененных ядерных данных JEFF	76
3.1.3 Библиотека оцененных ядерных данных JENDL	77
3.1.4 Библиотека файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД	78
3.2 Подготовка поточечных данных в формате ACE	80
3.2.1 Подготовка поточечных данных с помощью NJOY	81
3.2.2 Подготовка поточечных данных с помощью GRUCON	84
3.2.3 Кросс-верификация функциональных модулей программного комплекса ИСИДА для подготовки ACE файлов.....	86
3.3 Кросс-верификация библиотек констант в формате ACE	88
3.4 Выводы по материалам главы 3	93
ГЛАВА 4 АДАПТАЦИЯ И ВНЕДРЕНИЕ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ БНАБ-РФ22 В ПРАКТИКУ РАСЧЕТОВ РЕАКТОРОВ БН-600 И БН-800	95
4.1 Разработка программы подготовки констант для проведения нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800	95
4.1.1 Описание создания CROSSER.....	95
4.1.2 Описание формирования библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22... ..	98
4.2 Внедрение библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 в практику расчетов реакторов БН-600 и БН-800	102
4.2.1 Исследование параметра критичности	104
4.2.2 Исследование запаса реактивности.....	107
4.2.3 Исследование эффективности стержней СУЗ.....	108
4.2.4 Исследование температурного и мощностного эффектов реактивности	116

4.2.5 Исследование темпа потери реактивности и эффективной доли запаздывающих нейтронов	116
4.2.6 Исследование энерговыделения	118
4.3 Выводы по материалам главы 4	121
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	123
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ	126
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	128
ПРИЛОЖЕНИЕ А	136
ПРИЛОЖЕНИЕ Б.....	138
ПРИЛОЖЕНИЕ В	139
ПРИЛОЖЕНИЕ Г	145

ВВЕДЕНИЕ

31 мая 1946 года в рамках советского атомного проекта была основана Лаборатория «В» для разработки ядерных реакторов и технологий. В 1950 году Александр Ильич Лейпунский, на тот момент руководитель научного отдела, начал активно развивать идеи быстрых реакторов, подчеркивая их значимость для развития советской ядерной энергетики. Основное внимание уделялось подтверждению возможности создания управляемого реактора на быстрых нейтронах, а также обоснованию гипотезы о возможности расширенного воспроизводства ядерного топлива в таких системах. Однако разработка теоретических основ и методов расчета быстрых реакторов столкнулась с серьезными трудностями из-за почти полного отсутствия экспериментальных данных по большинству ядерных констант.

В том же году А.И. Лейпунский привлек к работе Игоря Ильича Бондаренко, под непосредственным руководством которого в период с 1950 года по 1953 год были проведены экспериментальные измерения сечений деления и неупругого рассеяния на ядрах U-238, позволившие оценить вклад делений урана в коэффициент воспроизводства реакторов на быстрых нейтронах. На основе полученных данных И.И. Бондаренко разработал шестигрупповую, а затем девятигрупповую библиотеку констант.

Результаты этой работы решили крайне важную задачу – создание системы константного обеспечения расчетов реакторов на быстрых нейтронах. Что впоследствии позволило А.И. Лейпунскому убедить правительство в необходимости разработки проектов реакторов-размножителей.

В 1955 году в Лаборатории «В» был осуществлен пуск экспериментального реактора на быстрых нейтронах БР-1 мощностью 50 Вт, рассчитанный по константам И.И. Бондаренко. За время эксплуатации БР-1 был выполнен колоссальный по своей значимости комплекс фундаментальных исследований, которые не только доказали возможность расширенного воспроизводства ядерного топлива, но и изучены и отработаны методы экспериментальных исследований

характеристик, систем и конструктивных особенностей для проектирования новых реакторных установок на быстрых нейтронах. В 1956 году появился реактор БР-2 мощностью 100 кВт, который несколько раз был модернизирован и использовался под названием БР-5, позже – БР-10).

Эксплуатация реакторов БР стала ключевым шагом в развитии направления реакторов на быстрых нейтронах. При этом неточности в расчетах эффективного коэффициента размножения ($k_{эф}$) составляли не менее 10 – 15 % [1], причем основным источником погрешности служила именно константная составляющая.

Исследования, проведенные И.И. Бондаренко на реакторах БР-1 и БР-2, стали важным шагом в понимании влияния резонансной структуры сечений на нейтронно-физические характеристики быстрых реакторов. В ходе экспериментов на реакторе БР-1 Бондаренко обнаружил аномалию в распределении нейтронного потока. Это открытие потребовало введения коэффициентов, учитывающих резонансную структуру заблокированных сечений, которые впоследствии стали известны как факторы Бондаренко. Таким образом, при создании новой 12-групповой библиотеки констант, учитывающей температурные зависимости и резонансную блокировку, были включены факторы блокировки Бондаренко, представленные в виде таблиц резонансных переходов.

В 1963 году была выполнена основная часть работ по формированию новой 26-групповой библиотеки констант для расчетов быстрых реакторов. Ее авторами являются И.И. Бондаренко, М.Н. Николаев, Л.П. Абагян и Н.О. Базазянц. В 1964 году они представили первую версию библиотеки групповых реакторных констант БНАБ [2], отличающуюся единым форматом представления данных и охватывающей 26 энергетических групп. Ключевым нововведением данной библиотеки стало добавление таблиц факторов резонансной самоэкранировки нейтронных сечений, что раньше не применялось в расчетах быстрых реакторов.

С внедрением библиотеки БНАБ-64 в практические расчеты началась новая эра в константном обеспечении. Позже, в шестидесятых годах, вычисление нейтронно-физических характеристик реакторов стало осуществляться на электронно-вычислительных машинах (ЭВМ) – предшественниках современных

компьютеров. Это способствовало развитию специализированных вычислительных программ для работы с ядерными данными. Одной из таких программ стала программа подготовки 26-групповых констант БНАБ для расчета реакторов на быстрых нейтронах в одномерной геометрии – М-26 [3]. По системе М-26 / БНАБ-64 велось расчетное сопровождение, введенного в эксплуатацию 1969 году, опытного реактора с натриевым теплоносителем БОР-60, проведены расчетные обоснования проектов реакторов БН-350, ИБР и физического стенда БФС, начата разработка проекта реактора БН-600.

Благодаря этим достижениям удалось снизить погрешность константной составляющей в оценке $k_{эф}$ до 3 % [1]. Однако эта составляющая по-прежнему оставалась доминирующей, несмотря на значительное уменьшение программно-методической погрешности, которая в свою очередь составляла примерно 2 % при оценке $k_{эф}$ [1].

«В конце 1970 годов велась активная работа по созданию библиотеки рекомендованных оцененных нейтронных данных (БРОНД), учитывающей анализ расчетно-экспериментальных расхождений для совокупности макроскопических экспериментов и соответствующей библиотеки групповых констант ОСКАР (Оптимизированная Система Констант для расчета Атомных Реакторов). К сожалению, обеспечить координацию работ этой группы с группой разработчиков системы БНАБ не удалось. Работы по совершенствованию системы константного обеспечения велись параллельно» [1].

Следует подчеркнуть, что в этот период активно проводилась работа по обновлению экспериментальных данных о нейтронных сечениях. Ученые Физико-энергетического института работали над созданием библиотеки оцененных нейтронных данных ФОНД. В 1978 году была разработана уточненная версия групповых констант БНАБ, получившая название БНАБ-78. В этой версии были добавлены две группы для энергий свыше 10,5 МэВ, что позволило удовлетворить потребности в расчетах для термоядерных и гибридных установок. Однако файлы оцененных данных и групповых констант не имели полной преемственности и работа все еще велась параллельно.

В версии БНАБ-78 впервые был применен метод подгрупп для описания резонансной структуры сечений. Этот подход позволил более точно учитывать граничные резонансные эффекты при расчете критических сборок с гетерогенной структурой.

Для использования БНАБ-78 в расчетных кодах была создана программа АРАМАКО (сокр. от «Автоматизированный Расчет Макро Констант») [4]. Система константного обеспечения АРАМАКО / БНАБ-78 была внедрена в расчетное сопровождение реакторов БОР-60, БН-350, БН-600.

В то же время, страны, активно занимающиеся атомной энергетикой, стремились к формированию собственных библиотек оцененных нейтронных данных, стандартизированных по формату ENDF-6 [5]. С резким увеличением объема экспериментальной информации появился потенциал для упрощения анализа: первичные оценки больше не требовалось производить самостоятельно, так как можно было выбрать лучшие из уже существующих и, при необходимости, скорректировать их. Прогресс в вычислительной технике позволил значительно расширить память компьютеров, что устранило прежние ограничения на количество энергетических групп.

В этой связи, число энергетических групп в системе констант БНАБ возросло до 299 за счет разделения энергетических групп в тепловом спектре на более узкие подгруппы. Так, в 1993 году появилась библиотека БНАБ-93 [6]. Формат представления данных был унифицирован, а для подготовки макроконстант разработали программу CONSYST [7], которая учитывала информацию о резонансной самоэкранировке сечений, обеспечивала сворачивание констант в меньшее количество групп и имела возможность адаптировать исходные константы к требованиям различных расчетных программ, как отечественного, так и зарубежного производства. Система констант CONSYST / БНАБ-93 прошла верификацию, аттестацию и была успешно внедрена в практику расчетов энергетических быстрых реакторов [8]. В настоящее время версия БНАБ-93.01a используется в практике проектных расчетов реакторов на быстрых нейтронах, при

сопровождении расчетного обоснования безопасности эксплуатации блоков БН-600 и БН-800 Белоярской АЭС по кодам ГЕФЕСТ [9] и ГЕФЕСТ800 [10].

По завершении работ над системами констант АРАМАКО / БНАБ-78 и CONSYST / БНАБ-93.01a началась работа над созданием в 2005 – 2007 годах Российской национальной библиотеки файлов нейтронных ядерных данных РОСФОНД [11]. После некоторого периода адаптации в 2010 году файлы нейтронных данных РОСФОНД (версия РОСФОНД-2010) были размещены в открытом доступе на сайте АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и переданы в Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) в рамках международного обмена для всеобщего использования [12].

Файлы нейтронных данных РОСФОНД-2010 представляют собой совокупность современных оценок нейтронных сечений для более чем 680 важных и второстепенных материалов (нуклидов), в том числе, отобранных из файлов оцененных данных ENDF/B-VI.8 [13] и ENDF/B-VII.1 [14], JEFF-3.3 [15], JENDL-3.2 [16], ФОНД-2 [17] и БРОНД-3 [18] на основе их тщательного анализа. На основе РОСФОНД-2010 была создана библиотека групповых констант БНАБ-РФ10 [19] с программой подготовки макроконстант CONSYST-RF [20]. Этот шаг стал ключевым в развитии преемственности файлов оцененных данных и групповых констант.

Использование системы CONSYST-RF / БНАБ-РФ10 позволило впервые провести согласованный расчет по инженерным (диффузионным) и прецизионным (с поточечным слежением за энергией нейтронов) кодам. Удалось определить значение методической составляющей погрешности в величине критичности: ~0,2 % [21].

Стратегическое развитие Госкорпорации «Росатом», как известно, нацелено на развитие и использование технологий по замыканию ядерного топливного цикла. Что влечет за собой ряд немаловажных задач:

- использование МОКС-топлива;
- вовлечение в топливный состав высокофонового плутония и минорных актинидов;

– программа ИТ-импортозамещения и модификации существующих программных комплексов сопровождения.

Так например, расчетные исследования нейтронно-физических параметров активной зоны реактора БН-800 после перехода на полную загрузку МОКС-топливом показали, что с увеличением доли плутония в активной зоне разброс константной погрешности при использовании различных библиотек констант (в том числе РОСФОНД-2010) увеличился до ~1 % в оценке $k_{эф}$ [30]. В процессе вовлечения в топливный цикл минорных актинидов константная составляющая погрешности увеличится еще больше.

В связи с этим была разработана усовершенствованная версия файлов оцененных ядерных данных – РОСФОНД-2020.2 [21], включившая современные оценки для основных топливных и конструкционных материалов из результатов работы проекта CIELO (The Collaborative International Evaluation Library Organization (CIELO) project) [22]. В результате, на основе библиотеки РОСФОНД-2010 и файлов РОСФОНД-2020.2 создана единая библиотека РОСФОНД-2.24 (свидетельство Роспатента № 2025625735 от 04.12.2025), в которой уточнены данные по сечениям для расчета повреждающих доз конструкционных материалов, константы запаздывающих нейтронов, спектры нейтронов деления, расширена база данных ковариационных матриц погрешностей ядерных констант.

Вместе с этим была проведена работа по усовершенствованию CONSYST. На основе его алгоритмов создали программу подготовки макроконстант CROSSER (CROsS Sections for EngineeRing) [23], которая решила задачи по ускорению и расширению набора обрабатываемых форматов данных в процессе подготовки констант для расчетов реакторов на быстрых нейтронах по диффузионным кодам и кодам метода Монте-Карло.

Развитие вычислительной техники, появление РОСФОНД-2.24 и прогресс реакторных технологий повышают требования к точности нейтронно-физических расчетов и обуславливают необходимость преемственности ОЯД, поточечных и

групповых констант для проведения согласованных расчетов по прецизионным и диффузионным кодам.

Совершенствование библиотеки оцененных ядерных данных (РОСФОНД-2.24) и программы подготовки макроконстант (CROSSER) выявило необходимость разработки новой библиотеки групповых констант – БНАБ-РФ22. Основной целью создания библиотеки является внедрение согласованного расчетного сопровождения реакторов БН-600 и БН-800, обеспечивающего совместимость расчетов по прецизионным и диффузионным кодам на основе единого константного обеспечения.

Однако эта работа требовала обработки большого объема информации, накопленной за долгие годы работы по формированию библиотек констант для расчетов реакторов на быстрых нейтронах. С целью сохранения знаний и опыта, объединения и оптимизации алгоритмов работы с файлами оцененных ядерных данных была поставлена еще одна немаловажная задача – разработка нового программного обеспечения для проведения оперативного непрерывного цикла по подготовке и верификации новых файлов реакторных констант.

Ориентиром при создании такого продукта стали существующие информационно-справочные системы такие, как EXFOR [24] и JANIS [25], и программы подготовки констант ENSDF_toolbox [26] и EMPIRE [27].

Таким образом, было принято решение о создании современного программного комплекса, который впервые смог объединить в себе последовательность функциональных возможностей от информационно-справочной системы до надежного кроссплатформенного инструмента для создания файлов реакторных констант на основе оцененных ядерных данных, их последующей верификации и внедрения в практику расчетов реакторов. Этот программный продукт получил название ИСИДА (сокр. от «Интерактивная Система Использования ядерных Данных») [28].

Актуальность темы исследования

Проектирование и расчетное сопровождение ядерных энергетических установок обязательно включают оценку погрешности проектных параметров.

Один из ключевых способов ее минимизации – применение надежного и апробированного константного обеспечения, гарантирующего точность моделирования физических процессов.

Расчетное сопровождение реакторов БН-600 и БН-800 осуществляется с использованием программных комплексов ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 с проектной библиотекой БНАБ-93.01а и программой подготовки макроконстант CONSYST. Длительная эксплуатация данного программного обеспечения продемонстрировала его надежность и эффективность.

Вместе с тем практический опыт выявил потенциальные направления совершенствования функциональных возможностей программных комплексов ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800: введение учета аксиального перемещения стержней СУЗ с оценкой коэффициентов реактивности; реализация потвального расчета выбранных ТВС; расширенный учет нуклидов в изотопной кинетики; возможность расчета активной зоны реактора и подкритических систем обращения с ОЯТ с использованием метода Монте-Карло. Предложения по улучшению коснулись и программной архитектуры: устаревшая структура кодов не позволяет оперативно внедрять новые функциональные возможности, кроме того, необходимость параллельной поддержки двух версий – ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 – влечет за собой значительные трудозатраты и ресурсные издержки, что делает систему сопровождения избыточно сложной.

В связи с широко развернувшейся в последние годы программой ИТ-импортозамещения появилась возможность модернизации кодов ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800.

Таким образом был разработан программный комплекс ГЕФЕСТ-М, объединивший функционалы, необходимые для расчетного сопровождения обоих реакторов, в рамках одного программного комплекса. Основные изменения коснулись следующих параметров:

– реализован пользовательский интерфейс, основанный на веб-технологиях, что обеспечивает кроссплатформенную совместимость ГЕФЕСТ-М, исключая зависимость от конкретной операционной системы и позволяя запускать его на

различных программных платформах без модификации исходного кода (в том числе на базе отечественных процессоров Байкал и Эльбрус с ОС Astra Linux);

– реализован модуль решения задачи нуклидной кинетики аналитическим методом для топлива, поглотителя, конструкционных материалов и теплоносителя, с учетом циркуляции и очистки теплоносителя первого контура БН;

– реализован модуль эффективного учета аксиального перемещения стержней СУЗ с оценкой коэффициентов реактивности (мощностного и др.);

– реализован модуль детализированного гетерогенного расчета выбранных ТВС в диффузионном приближении;

– реализован модуль расчета методом Монте-Карло эффективного коэффициента размножения нейтронов для активной зоны и для подкритических узлов с ядерным топливом энергоблоков № 3 и № 4 БАЭС.

Обновление ПК ГЕФЕСТ-М, а в особенности появление в этом комплексе модуля расчета методом Монте-Карло, поставило перед разработчиками еще одну важную задачу: обновление существующей версии групповых констант БНАБ-93.01а с учетом реализации преемственности оцененных и групповых данных.

Стоит отметить, что необходимость перехода к новой версии группой библиотеки определяется не только изменением в программном обеспечении расчетного сопровождения, но и с массовым внедрением метода Монте-Карло. За последние 25 лет этот метод стал основным инструментом в определении нейтронно-физических параметров – от оценки критичности до моделирования кампаний топлива. В результате чего расчеты достигли реперного класса точности – методические погрешности стали существенно меньше константных; появились коды, работающие без групповой аппроксимации сечений нейтронных и гамма-реакций. При таком подходе использование библиотеки БНАБ-93.01а стало серьезно ограничено в виду отсутствия согласованных библиотек констант для детальных расчетов с описанием энергетической структуры сечений, а также несовместимость с поточечными данными, необходимыми для современных методов.

Это означает, что новая версия константного обеспечения расчетов реакторов БН-600 и БН-800 должна быть сформирована на базе единой библиотеки оцененных ядерных данных (ОЯД). На сегодняшний день такой библиотекой в России является РОСФОНД. При этом важно обеспечить преемственность между групповыми и поточечными данными (для согласованности группового расчета с методом Монте-Карло).

В качестве основы для создания групповых констант решено использовать данные из библиотеки РОСФОНД. Первая версия библиотеки была опубликована в 2010 году – РОСФОНД-2010. Обновление данных для топливных и конструкционных материалов было аккумулировано в версии РОСФОНД-2020.2. Расширенная версия библиотеки, включившая современные апробированные данные сейчас используется под названием РОСФОНД-2.24.

Таким образом, актуальность диссертационной работы заключается в обеспечении согласованности ОЯД и групповых констант для решения задач сопровождения реакторов БН-600 и БН-800 по прецизионным и диффузионным кодам с учетом современных требований.

Для этого в рамках диссертационной работы был создан программный комплекс ИСИДА, для формирования библиотеки групповых констант (формат БНАБ) и библиотеки констант с поточечным слежением за энергией нейтрона (формат ACE) при расчете нейтронно-физических характеристик (НФХ) реакторов на быстрых нейтронах.

Степень разработанности темы

Во время написания диссертационной работы были изучены методы и подходы в статьях, препринтах и электронных ресурсах с описанием создания и анализа файлов ОЯД и библиотек реакторных констант. Были рассмотрены существующие программные средства для поиска информационно-справочных сведений о ядерных данных (EXFOR, JANIS и другие), программные средства для подготовки ядерных данных (например, процессинговый код NJOY [31], пакет программ GRUCON [32] и другие) в форматы, потребляемые расчетными кодами (ACE [33], БНАБ, ANISN [34] и другие). Опираясь на международный опыт и

прежде всего на накопленные архивы информации АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» по работе с ядерными данными, с помощью созданного в рамках этой работы программного комплекса ИСИДА была сформирована новая библиотека групповых констант БНАБ-РФ22 для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов БН-600 и БН-800.

Цели и задачи работы

Целью диссертационной работы является формирование новой библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 с учетом следующих критериев:

- 1) учет данных для изотопов и естественных смесей в формате БНАБ-93 в групповом (28 групп) и мультигрупповом (299 групп) приближениях;
- 2) использование апробированных оценок нейтронных сечений топливных и конструкционных материалов;
- 3) обеспечение точности на уровне проектной библиотеки БНАБ-93.01а при переходе от урановой на полную загрузку уран-плутониевым топливом;
- 4) обеспечение преемственности файлов оцененных данных и новой библиотеки констант;
- 5) непротиворечивость результатов расчета НФХ с результатами, полученными при использовании БНАБ-93.01а;
- 6) возможность оценки методической составляющей погрешности, связанной с групповым представлением нейтронных сечений, при расчете основных функционалов реакторов БН-600 и БН-800.

Выполнение цели работы позволит перейти от библиотеки констант БНАБ-93.01а к более современной версии (БНАБ-РФ22) при расчетном сопровождении эксплуатации реакторов БН-600 и БН-800.

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

- 1) создание ПК ИСИДА, реализующего цикл работ с ядерными данными – от их подбора до создания групповых констант (формат БНАБ) и констант с поточечным слежением за энергией нейтрона (формат ACE) для применения при расчете НФХ реакторов на быстрых нейтронах;

2) обеспечение автоматизации процесса формирования групповых констант для уменьшения затраченного времени и устранения ошибок, связанных с человеческим фактором;

3) подготовка наборов библиотек по различным современным оцененным ядерным данным (ОЯД) в формате ACE для проведения кросс-верификационных расчетов;

4) создание системного архива результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей для проведения верификационных тестов в обоснование точности предсказания реакторных характеристик на основе отобранных или вновь созданных файлов нейтронных данных;

5) формирование новой версии библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22;

6) оценка методической составляющей погрешности величины критичности, эффективности стержней СУЗ и энерговыделения при расчете по новой библиотеке групповых констант для РУ БН-600 и РУ БН-800;

7) внедрение новой версии библиотеки групповых констант в практику расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800 при расчетном сопровождении эксплуатации для решения задачи согласованности констант, используемых при расчете по инженерным и прецизионным кодам.

Научная новизна работы

Впервые для сопровождения реакторов БН-600 и БН-800 создана групповая версия библиотеки констант, с помощью которой удалось решить задачу согласованности констант, используемых при расчете по инженерным и прецизионным кодам.

Создан программный комплекс, объединяющий цикл работ по константному обеспечению расчетов реакторов на быстрых нейтронах: включая отбор библиотеки исходных файлов ОЯД, их переработку в различные форматы для практического использования, проведение верификационных расчетов для определения расчетных погрешностей. Создание программного комплекса позволяет сохранить накопленный за долгие годы опыт формирования групповых

констант, ускоряет процедуру их подготовки, снижает ошибку, связанную с человеческим фактором.

С использованием новой библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22, проведены верификационные расчеты и обоснованы методические расчетные погрешности для величины критичности, эффективности стержней СУЗ и энерговыделения.

Теоретическая и практическая значимость

1. С использованием программного комплекса ИСИДА сформирована и верифицирована библиотека групповых констант БНАБ-РФ22 для расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов БН-600, БН-800.

2. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ22 включила в себя проверенные современные оценки нейтронных сечений для топливных и конструкционных материалов, а также мультигрупповые зависимости для всех материалов.

3. С использованием подготовленных групповых констант БНАБ-РФ22 оценена методическая составляющая погрешности, связанная с групповым представлением нейтронных сечений.

4. Библиотека констант БНАБ-РФ22 прошла кросс-верификацию с проектной библиотекой БНАБ-93.01а.

5. Новая версия групповых констант БНАБ-РФ22 внедрена в практику расчетов реакторов БН-600 и БН-800 с использованием расчетных кодов TRIGEX [35], ММККЕНО [36] и коду Белоярской АЭС ГЕФЕСТ-М. Получен Акт от 23.12.2024 № 224/2.2-34/365 (см. приложение А).

Методология и методы исследования

Для формирования надежной библиотеки групповых констант, необходимой для вычисления нейтронно-физических характеристик реакторов, работающих на быстрых нейтронах, были использованы следующие методы исследования.

1. Для верификации библиотек ОЯД определены критерии отбора бенчмарк-экспериментов. Они должны: описывать быстрый энергетический спектр нейтронов; обладать характеристиками, которые в большей степени соответствуют

реальным быстрым реакторным системам (описываемый спектр, топливный состав, состав конструкционных материалов); иметь различный топливный состав, включая сборки с высоким обогащением по урану и плутонию.

2. На основе критериев отбора бенчмарк-экспериментов составлен список, включивший: компактные металлические сборки с высокообогащенным ураном (GODIVA, FLATTOP-25 и другие) и плутонием (JEZEBEL, FLATTOP-Pu и другие) из международного справочника ICSBER Handbook [37]; быстрые реакторные системы, моделирующие состав активных зон реакторов типа БН с урановой загрузкой (сборки типа ZPR) и с загрузкой МОКС-топливом (сборки типа ZPPR) из международного справочника IRPhEP Handbook [38]; тестовые модели активных зон реакторов на быстрых нейтронах.

3. Расчет величины критичности осуществляется с использованием метода Монте-Карло (прецизионный код ММК: расчет в группах – ММККЕНО; поточечный расчет – ММКС [39]) и диффузионного кода TRIGEX;

4. По результатам кросс-верификации библиотек оцененных ядерных данных сформулированы рекомендации по выбору исходных файлов для формирования новой библиотеки групповых констант.

5. С помощью процессингового кода NJOY подготовлены файлы нейтронных данных в групповом (28 групп) и мультигрупповом (299 групп) приближении.

6. Проведение кросс-верификационных расчетов в обоснование обеспечения точности результатов, полученных по БНАБ-РФ22 в сравнении с проектной библиотекой БНАБ-93.01а, влияющих на проектные характеристики активных зон реакторов БН-600 и БН-800.

Таким образом, методология и методы исследования, использованные в диссертационной работе, позволяют получить надежную и апробированную библиотеку групповых констант.

Положения работы, выносимые на защиту

1. Программный комплекс ИСИДА для подготовки и внедрения библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 в практику расчетов реакторов БН-600 и БН-800.

2. Системный архив результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей реакторов для верификации библиотек констант.

3. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ22 для расчетного сопровождения эксплуатации реакторов БН-600 и БН-800.

4. Результаты расчетного анализа реальных состояний реакторов БН-600 и БН-800 с использованием библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22.

Степень достоверности

Файлы констант для расчетов подготавливались с использованием процессингового кода NJOY. Для проверки достоверности полученных данных при подготовке констант применялся пакет программ GRUCON.

Результаты нейтронно-физических расчетов получены с помощью аттестованных Ростехнадзором программ TRIGEX (аттестационный паспорт № 313 от 09.10.2012), ММКК (аттестационный паспорт № 314 от 09.10.2012), ММКС (аттестационный паспорт № 474 от 20.11.2019).

Апробация результатов

Материалы, представленные в диссертации, были доложены на 4 международных и 4 межведомственных конференциях:

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

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

3) «XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (26-27 октября 2023 г., Обнинск, Россия);

4) «XXII научная школа молодых ученых ИБРАЭ РАН» (23-24 мая 2023 г., Москва, Россия);

5) «XXIII научная школа молодых ученых ИБРАЭ РАН» (14-15 мая 2024 г., Москва, Россия);

6) Научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2024)» (28-31 мая 2024 г., Обнинск, Россия);

7) XVII Международная конференция «ЗАБАБАХИНСКИЕ НАУЧНЫЕ ЧТЕНИЯ» (19-23 мая 2025г., г. Снежинск, Россия);

8) I Международная научно-техническая конференция для студентов, молодых ученых и специалистов: «Современные подходы и инновации в атомной энергетике» (23-24 октября 2025 г. Нововоронеж, Россия).

Публикации

Основные публикации по теме диссертации изложены в четырех статьях в журналах, входящих в перечень ВАК:

1. Панова, Д.В. Разработка Интерактивной Системы Использования ядерных Данных (ИСИДА) / Д.В. Панова, А.А. Перегудов, М.Ю. Семенов, Я.В. Дьяченко, М.Н. Слюняев, С.В. Забродская, Т.П. Сокол, О.В. Супотницкая, Г.Н. Мантуров, Д.В. Дмитриев, К.В. Тыклеева // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — № 3. — 2022. С. 27-38 (авторство не разделено).

2. Панова, Д.В. 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).

3. Панова, Д.В. Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах на основе файлов библиотеки РОСФОНД-2020.2 / Д.В. Панова, Е.П. Аверченкова, Я.В. Дьяченко, С.В. Забродская, Г.Н. Мантуров, В.А. Мишин, А.А. Перегудов, М.Ю. Семенов, И.В. Тормышев, Е.П. Ляпин // Известия вузов. Ядерная энергетика. — № 2. — 2024. — С. 155-169 DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.13> (авторство не разделено).

4. Панова, Д.В. Программный комплекс ИСИДА для константного обеспечения расчетов объектов использования атомной энергетики / Д.В. Панова, Я.В. Дьяченко, С.В. Забродская, Г.Н. Мантуров, А.А. Перегудов, М.Ю. Семенов,

Т.П. Сокол // Известия вузов. Ядерная энергетика. — № 4. — 2024. — С. 155–167. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.4.13> (авторство не разделено).

Личный вклад автора

1. Создание программного комплекса ИСИДА для подготовки и внедрения библиотеки групповых констант в практику расчетов реакторов БН-600 и БН-800.

2. Сбор и анализ информационно-справочных данных о нейтронных сечениях для формирования системного архива и организации работы графического модуля программы.

3. Обновление и объединение алгоритмов работы с файлами ядерных данных.

4. Формирование с помощью программного комплекса ИСИДА библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22.

5. Формирование системного архива результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей реакторов на быстрых нейтронах для обеспечения верификации библиотек констант в энергетически непрерывном и групповом представлениях.

6. Верификация подготовленных в программном комплексе ИСИДА констант на наборе бенчмарк-экспериментов из системного архива программы.

7. Проведение расчетного анализа нейтронно-физических характеристик реакторов БН-600 и БН-800 с использованием библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22.

Объем и структура работы

Диссертация состоит из введения, четырех глав и заключения. Общий объем диссертации 161 страница, в том числе 60 рисунков, 26 таблиц. Список литературы содержит 58 наименований.

Благодарности

Автор выражает искреннюю признательность своему научному руководителю, *Перегудову Антону Александровичу*, за его внимание и поддержку в процессе выполнения данной работы.

Автор благодарен: Кощееву Владимиру Николаевичу, Забродской Светлане Васильевне и Мантурову Геннадию Николаевичу за помощь в вопросах константного обеспечения расчетов и консультации в вопросах определения погрешностей нейтронно-физических характеристик; Семенову Михаилу Юрьевичу за помощь в формировании набора бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей; Мишину Вячеславу Александровичу за помощь в проведении верификационных расчетов в обоснование применимости библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22; Дьяченко Яне Викторовне и Соколу Тарасу Павловичу за помощь в создании интерфейсных и сервисных модулей программного комплекса ИСИДА; Кунцё Галине Анатольевне и Соломоновой Наталье Владимировне за замечания и помощь в оформлении диссертационной работы по ГОСТ; коллективу лаборатории № 12 за помощь в проведении тестирования программного комплекса ИСИДА; коллективу лаборатории № 11 за советы и ценные замечания по представлению диссертационной работы.

ГЛАВА 1 ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ИСИДА

Достоверные ядерные данные играют ключевую роль в научных исследованиях и разработках, в проектировании и эксплуатации атомных электростанций. Эти данные незаменимы в различных областях применения ядерных технологий, включая производство и использование радиоизотопов, медицинскую дозиметрию, разработку лазеров и ускорителей, исследования в термоядерной энергетике, мониторинг окружающей среды и контроль материалов.

С момента начала развития атомной отрасли накоплено огромное количество ядерных данных, которое нуждается в систематизации и сохранении. В частности, переход реактора БН-800 на полную загрузку смешанным уран-плутониевым топливом и планы по включению минорных актинидов в топливный цикл стали причиной увеличения константной составляющей погрешности. Это подчеркивает необходимость актуализации существующих библиотек реакторных констант, а также модификации инструментов, с которыми они работают.

В этой связи была инициирована разработка программного комплекса ИСИДА (сокр. от «Интерактивная Система Использования ядерных Данных»). Функциональные возможности этого комплекса превышают рамки стандартных информационно-справочных систем. Пользователи ПК ИСИДА могут не только осуществлять графический анализ ядерно-физических данных, но и управлять файлами библиотек оцененных ядерных данных, на основе которых можно сформировать новую библиотеку констант и проверить ее с помощью набора бенчмарк-экспериментов. Это имеет критическое значение для расчетных исследований в области быстрых реакторов и замыкания ядерного топливного цикла, а также для верификации и валидации разрабатываемых программных средств как в рамках фундаментальных, так и прикладных научных исследований.

В главе 1 подробно описана архитектура программного комплекса ИСИДА, приведено описание интерфейсов и принципов работы отдельных программных элементов.

1.1 Описание программного комплекса ИСИДА

Созданный в рамках диссертационной работы программный комплекс ИСИДА объединил в себе массив ядерно-физических данных и инструментов работы с ними в программной среде с понятным интерактивным интерфейсом, который способен упростить поиск справочной информации о нуклидах, а также подготовку библиотек констант в энергетически непрерывном и групповом представлениях. Кроме того, программный комплекс ИСИДА предоставляет пользователю возможность проводить верификацию сформированных с его помощью библиотек на наборе бенчмарк-экспериментов из международных справочников ICSBER Handbook и IRPhEP Handbook, а также из экспериментальной базы комплекса критических стенов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Такой функционал необходим для проведения расчетных исследований в области реакторов на быстрых нейтронах, верификации и валидации разрабатываемых программных средств, как в рамках фундаментальных, так и в рамках проектных научных разработок.

В результате проделанной работы был разработан программный комплекс ИСИДА, обеспечивающий работу независимых функционалов, предназначенных для:

- управления библиотеками оцененных ядерных данных, графического сравнительного анализа данных с целью исследования применимости и оптимального выбора файлов нейтронных данных для подготовки библиотек констант конкретного назначения;
- формирования новых файлов реакторных констант в энергетически непрерывном, групповом и мультигрупповом представлениях;
- верификации библиотек нейтронных данных в энергетически непрерывном и групповом представлениях на наборе бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей из системного архива ПК ИСИДА.

Программный комплекс обеспечивает:

- интерактивное управление элементами графического анализа данных;

- возможность подключения различных библиотек оцененных ядерных данных в формате ENDF-6;
- работу алгоритмов автоматического создания входных расчетных заданий для интегрированных процессинговых кодов NJOY и GRUCON;
- доступ к обширному набору бенчмарк-экспериментов критических и подкритических реакторных систем, а также полномасштабных моделей энергетических реакторов на быстрых нейтронах с возможностью проведения верификации имеющихся или вновь созданных файлов констант.

Программа включает в себя пре- и постпроцессоры для обеспечения работы встроенных функциональных алгоритмов и предоставления пользователю справок и комментариев по работе со всеми элементами интерфейса.

Программный комплекс ИСИДА – это локальное приложение среды разработки WPF (Windows Presentation Foundation) для научных сотрудников и инженеров физиков, работающих в области использования ядерных данных.

При создании ИСИДА был реализован связный метод написания компонентов программы: для создания гибкого интерфейса применены стилевые решения, обеспечивающие интуитивно понятное управление; логика приложения написана на языке программирования C#, кроме того, интегрирован ряд вспомогательных программ и сервисных модулей, написанных на языках программирования FORTRAN 90 и Python.

Требования для работы цифровой платформы.

Версия операционной системы Windows не ниже 7, Astra Linux – не ниже 1.7.5.9, версия .Net Framework – не ниже 4.5. Поддерживаемые архитектуры: 64-разрядная (x64). Требования к оборудованию: процессор с тактовой частотой не ниже 1,6 ГГц, 4 Гб ОЗУ, 4 Гб свободного пространства на жестком диске.

На рисунках 1.1 и 1.2 показаны основное меню и блок-схема общей структуры программного комплекса ИСИДА.

Концепция архитектуры программы объединяет функционалы трех независимых модулей: работа с информационно-справочными данными в рабочей среде «Карта нуклидов»; обработка нейтронных данных в рабочей среде

«Подготовка констант»; верификация библиотек констант в рабочей среде «Верификация».

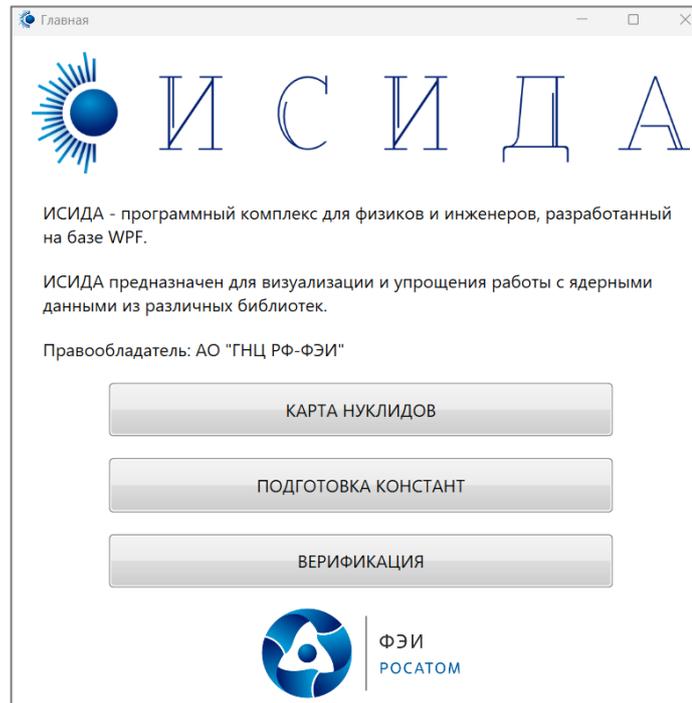


Рисунок 1.1 – Интерфейс основного меню

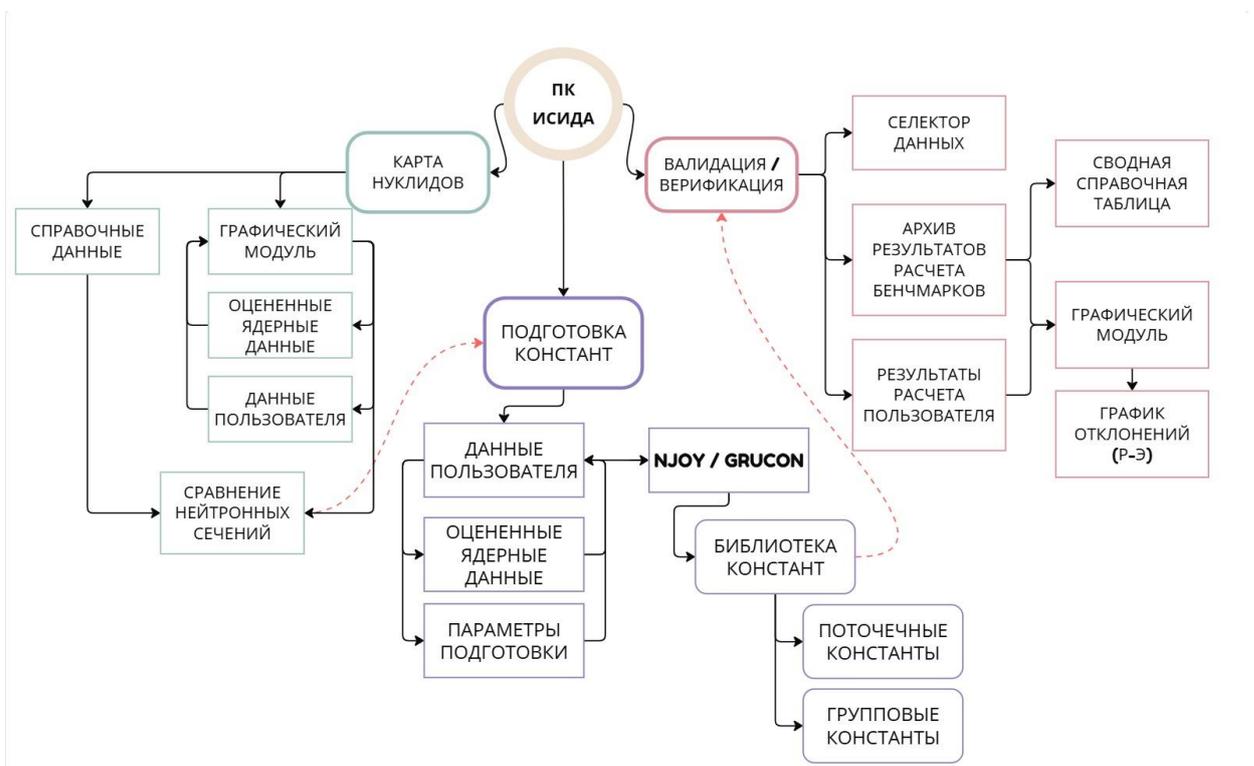


Рисунок 1.2 – Общая схема архитектуры ИСИДА

В следующих разделах подробно рассмотрены все функциональные модули и описаны алгоритмы их работы в ПК ИСИДА.

1.2 Описание рабочей среды «Карта нуклидов»

В качестве информационно-справочной системы в программный комплекс ИСИДА интегрирован модуль графической визуализации, показанный на рисунке 1.3. Его основным элементом является интерактивная карта нуклидов, которая составлена на основе данных из библиотеки файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД.

Программный комплекс ИСИДА дает пользователю возможность просматривать и графически сравнивать зависимости сечений от энергий для разных типов ядерных реакций.



Рисунок 1.3 – Интерфейс рабочего окна «Карта нуклидов»

ИСИДА содержит следующие классы ядерных данных:

– оцененные ядерные данные файлов библиотеки РОСФОНД;

- оцененные ядерные данные библиотек ENDF/B, JEFF, JENDL;
- групповые ядерные данные библиотеки БНАБ-РФ10;
- справочные данные из таблицы ядерных масс и энергий реакций;
- справочные данные о стабильности ядер и периодах полураспада;
- слот для подключения пользовательской библиотеки в формате ENDF-6.

В рабочем окне программы также представлены справочная информация и поисковый интерфейс.

Функция поиска нуклидов представляет собой три альтернативных селектора: автоматический поиск по названию (1), интерактивная карта нуклидов (2) и список, имеющихся изотопов (3) (см. рисунок 1.3).

В поле 3 на рисунке 1.3 при запуске работы графического модуля отображается справочная информация – рекомендации по использованию таблицы нуклидов. После того, как пользователь выберет интересующий его нуклид, в этом поле появятся справочные данные: ядерные свойства; имеющиеся данные о сечениях различных ядерных реакций (можно выбрать вид представления – таблица или график). На рисунке 1.4 показан пример представления ядерных данных для U-235.

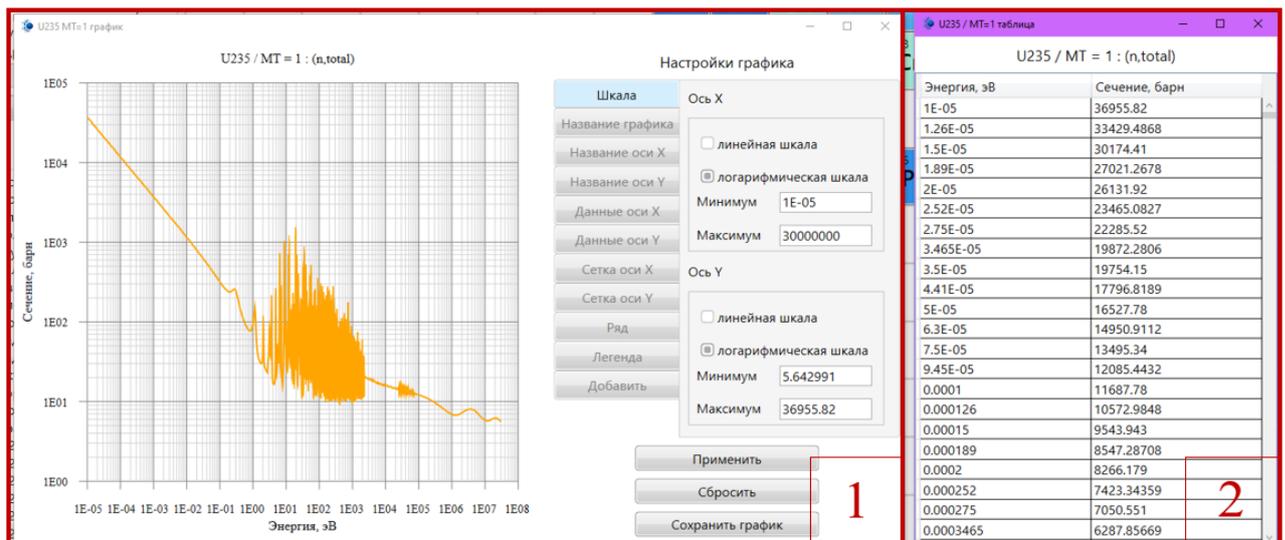


Рисунок 1.4 – Представление зависимости полного сечения от энергии для U-235

Как показано на рисунке 1.4, окно представления графика (см. рисунок 1.4 – поле 1) имеет собственное меню, которое позволяет настроить график в соответствии с запросом пользователя. Меню настройки включает в себя различные вкладки: шкала, название графика и осей, данные осей, сетка, ряд, легенда. Настройки графика пользователь может сбросить к настройкам по умолчанию, а итоговый график экспортировать в «.png» файл.

Табличное представление данных дает пользователю возможность сохранить численные зависимости для дальнейшего их использования во внешних программах.

На рисунках 1.5 и 1.6 показаны графические интерфейсы двух программ.

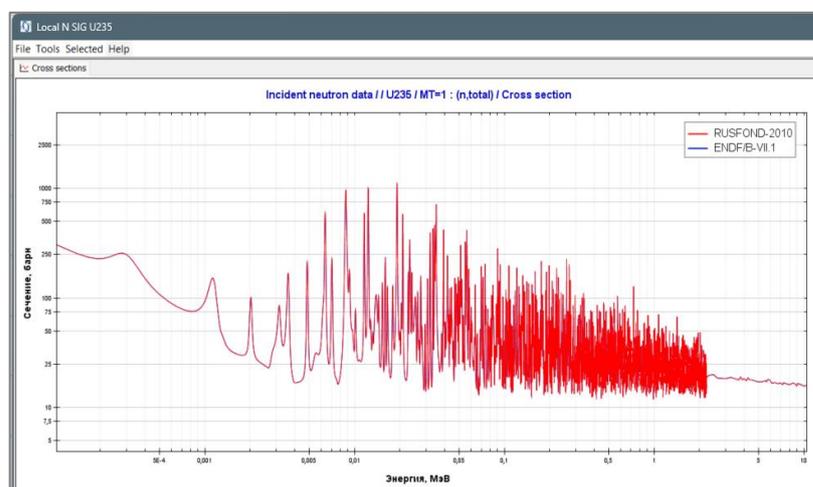


Рисунок 1.5 – Графический интерфейс JANIS

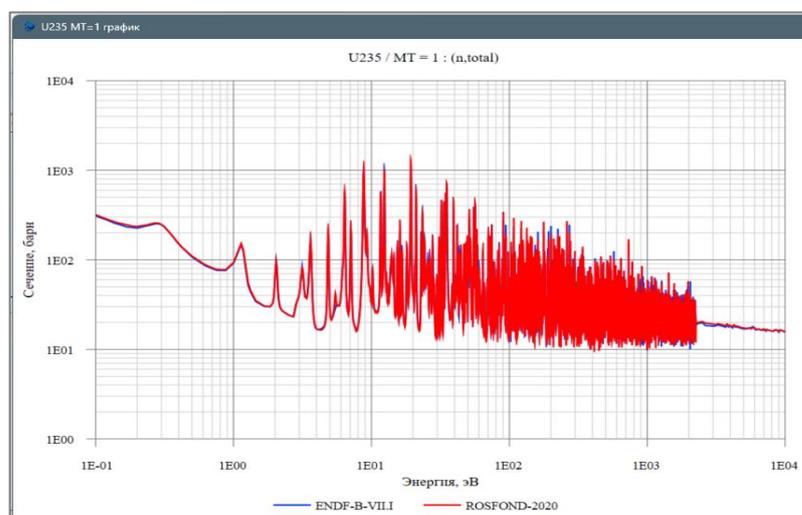


Рисунок 1.6 – Графический интерфейс ИСИДА

Было проведено сравнение элементов графического представления справочных данных ПК ИСИДА и ПС JANIS. Для этого в JANIS и ИСИДА были построены графики сравнения данных о полном сечении реакции для U-235 из библиотек РОСФОНД-2010 и ENDF/B-VII.1.

Далее была проведена кросс-верификация справочных данных библиотеки РОСФОНД-2010 из архивов данных JANIS и ИСИДА. На рисунке 1.7 показано сравнение графиков зависимости полного сечения реакции от энергии для U-235.

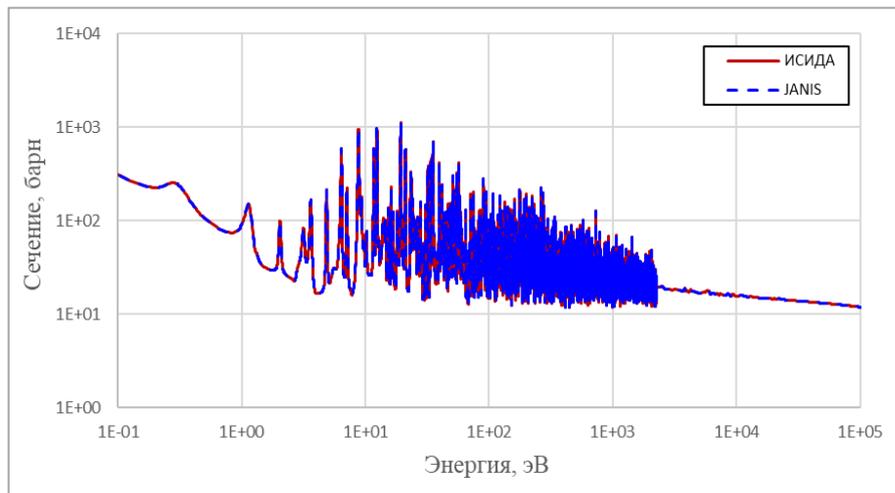


Рисунок 1.7 – Сравнение справочных данных ИСИДА и JANIS

Видно, что данные не противоречат друг другу, а графики сходятся во всех точках. Следовательно, можно сделать вывод о том, что функционал графической визуализации справочных данных программного комплекса ИСИДА соответствует общепринятому формату работы по визуальному анализу данных библиотек оцененных ядерных данных. Функциональные возможности JANIS и объем справочных данных, представленных в нем, значительно превосходят возможности ПК ИСИДА. Тем не менее, важно отметить, что разработка ИСИДА не ставила целью создание полного аналога JANIS; она была сосредоточена на реализации его ключевой функции – графического анализа. В то же время в ИСИДА удалось создать надежный инструмент для графического сравнения данных из файлов библиотек оцененных ядерных данных.

1.3 Описание рабочей среды «Подготовка констант»

Вторая кнопка основного меню – раздел «Подготовка констант». Функционально работа этого элемента разделена на два основных блока в соответствии с используемой программой переработки файлов оцененных ядерных данных – NJOY или GRUCON. Рассмотрим функционал этого модуля на примере интерфейса обработки оцененных ядерных данных с помощью процессингового кода NJOY.

На рисунке 1.8 показано основное меню интерфейса «Подготовка констант». Здесь пользователь может выбрать формат, в котором будет подготовлена новая пользовательская библиотека констант или отдельные нуклиды.

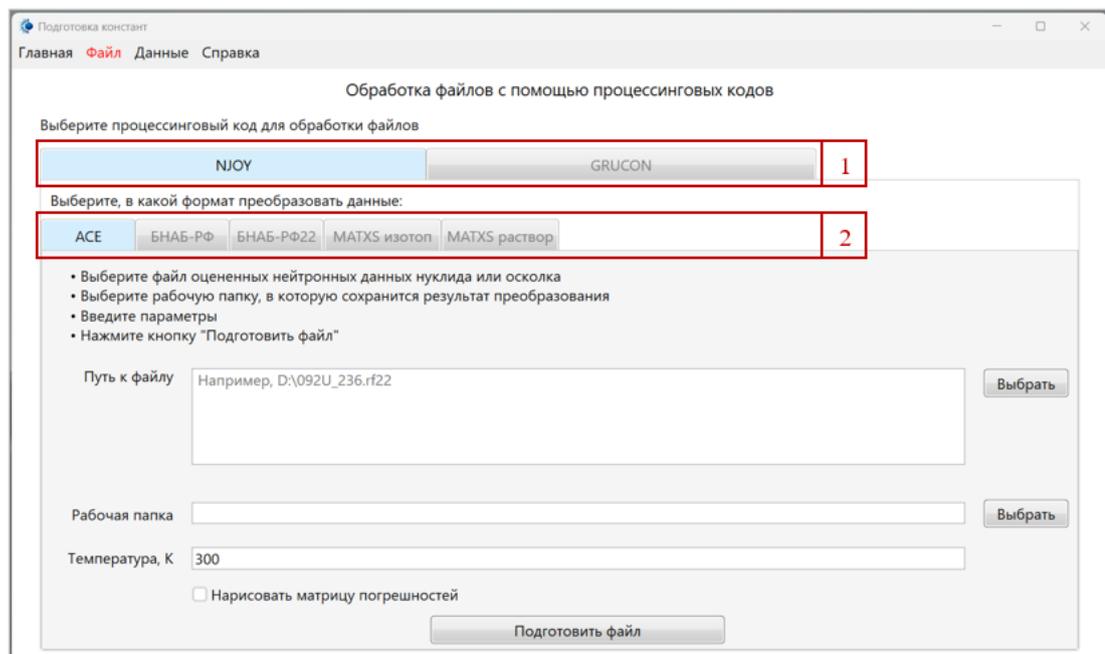


Рисунок 1.8 – Интерфейс «Подготовка констант»

С помощью процессингового кода NJOY пользователь может подготовить данные в следующих форматах:

1) формат ACE – нейтронные данные в непрерывно-энергетическом приближении для расчета по прецизионным кодам, использующим метод Монте-Карло;

2) формат БНАБ-РФ – ядерные данные в групповом энергетическом приближении для использования в расчетах по диффузионным кодам и кодам метода Монте-Карло;

3) формат БНАБ-РФ22 – ядерные данные в групповом энергетическом приближении «с плавающей точкой» (в формате БНАБ-93Е) для использования в расчетах по проектным диффузионным кодам и кодам метода Монте-Карло;

4) формат MATXS [40] – ядерные данные в групповом энергетическом приближении для расчетного обоснования ядерной радиационной безопасности реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем.

Интерфейс, показанный на рисунке 1.8 для всех вкладок «выбор формата» (поле 2) имеет примерно одинаковую структуру, то есть в меню каждой вкладки есть поле для задания директории, где хранятся исходные файлы оцененных ядерных данных, поле для задания рабочей директории, поля настройки входных параметров (в данном случае, температура) и кнопка «Подготовить файл», которая запустит автоматическое формирование входного задания в соответствии с выбранной пользователем программой переработки оцененных ядерных данных.

1.3.1 Формирование поточечных данных в формате ACE

Формат ACE содержит данные о непрерывно зависящих от энергии сечениях в конкретном диапазоне (например, в области тепловых или быстрых энергий). Этот формат представления ядерных данных, в основном, используется для расчета нейтронно-физических характеристик реактора на основе сложных детальных моделей в программах, реализующих метод Монте-Карло. В этой области наибольшее распространение получил американский программный комплекс MCNP [41], а также отечественные коды МККС и MCU-FR [42].

Для получения ядерных данных в формате ACE в программном комплексе ИСИДА реализован алгоритм автоматического создания входного задания с помощью процессинговых кодов NJOY и GRUCON.

ПК NJOY использует набор программных модулей, которые позволяют получать ядерные данные из стандартного формата ENDF-6, включая информацию

о нейтронах и гамма-квантах, в виде поточечных или многогрупповых данных в соответствующих форматах (ACE, GENDF, MATXS и других). Эти данные используются для решения задач, как в диффузионных кодах, так и в кодах, основанных на методе Монте-Карло.

Пакет программ GRUCON представляет собой отечественный аналог NJOY. Основное различие заключается в сложности языка, используемого для задания параметров программы GRUCON, по сравнению с языком, применяемым в NJOY. Такое различие обусловлено тем, что модули GRUCON имеют более узкие функциональные возможности, что приводит к значительному увеличению количества вариантов их комбинаций и возможных вычислительных процессов. Это в свою очередь требует от пользователя более глубоких знаний о методах представления данных и способах их обработки. Все компоненты данной системы используют общий набор стандартных подпрограмм, что позволяет эффективно взаимодействовать с ядерными данными, представленными в формате ENDF-6.

В мире долгое время широко использовался процессинговый код NJOY как основной инструмент обработки ядерных данных, однако, возникла необходимость обновления библиотек констант для математического моделирования физических процессов в ядерных установках с целью расчетного обоснования их безопасности. Именно поэтому процесс развития пакета прикладных программ GRUCON был возобновлен. В процессе разработки ПК ИСИДА был учтен этот факт, поэтому пользователю предоставлена возможность выбора программы для подготовки файлов констант.

Для удобства пользователя в функционал этого раздела добавлена опция автоматической подготовки файла XSDir (Cross Section Directory) [41] для программы MCNP. Файл XSDir содержит основную таблицу с описанием атомных весовых коэффициентов и каталог данных для нуклидов, заданных пользователем, которые включают: атомный весовой коэффициент, имя файла, путь доступа, тип файла, длину записи, температуру, флаг таблицы вероятности и другие данные (опционально).

Таким образом, имея схожий функционал, работа по подготовке ACE файлов при помощи NJOY и GRUCON была основана на единообразном алгоритме запуска расчетных заданий. На основе данных пользователя система в автоматическом режиме подготавливает входной файл для программы переработки и запускает ее. Изменяемыми параметрами входного задания являются название нуклида (считывается системой автоматически из файла подключенной библиотеки) и заданная пользователем температура. После завершения обработки входных данных, пользователь получает готовый к использованию в кодах метода Монте-Карло набор: библиотеку нейтронных данных в энергетически непрерывном представлении (ACE файлы) для заданного набора температур и описательный каталог (XSDir файл).

1.3.2 Формирование групповых данных

Групповые константы представляют собой усредненные сечения взаимодействия частиц (нейтронов, фотонов) с ядрами различных материалов, рассчитанные в заданных энергетических диапазонах. Групповое приближение применяется для вычисления пространственных и энергетических распределений частиц, и анализа основных функционалов реакторных установок на основе диффузионных кодов. К таким кодам относятся программные комплексы ГЕФЕСТ и ГЕФЕСТ800 для сопровождения реакторов БН-600 и БН-800 Белоярской АЭС.

Использование группового приближения оправдано, когда потеря точности при усреднении незначительно влияет на конечный результат, существует ограничение по времени расчета или требуется быстро провести серию оценочных расчетов.

В программном комплексе ИСИДА реализована возможность подготовки всех основных форматов групповых констант: БНАБ-РФ, БНАБ-93Е и MATXS (см. рисунок 1.9).

Раздел подготовки групповых констант БНАБ-РФ22 (формат БНАБ-93Е) аналогичен вкладке БНАБ-РФ, однако имеет ряд дополнительных параметров подготовки данных, показанных на рисунке 1.9.

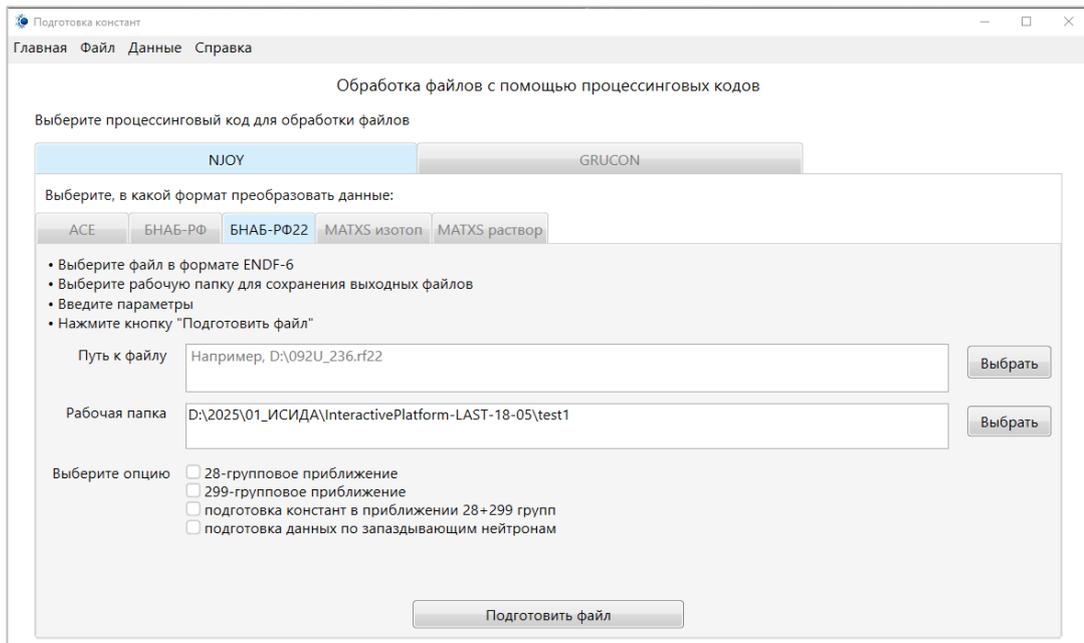


Рисунок 1.9 – Вкладка подготовки групповых констант БНАБ-РФ22 в формате БНАБ-93Е

Интерфейс «Обработка файлов с помощью процессинговых кодов» для подготовки групповых данных БНАБ-РФ22 имеет расширенный функционал: выбор количества энергетических групп и подготовка данных по запаздывающим нейтронам (см. рисунок 1.9). При этом расчет входных заданий можно запускать в цикле (расчет заданий по очереди) или параллельно.

1.4 Описание рабочей среды «Верификация»

Третий раздел «Верификация», реализует функционал по верификации библиотек констант на наборе бенчмарк-экспериментов, сформированном в соответствии с выбором пользователя.

База данных бенчмарк-экспериментов содержит результаты расчета:

– тестовых моделей реакторов на быстрых нейтронах (БН-600, БН-800, JOYO, FFTF и другие);

– бенчмарк-экспериментов подкритических систем (быстрые реакторные системы и компактные металлические сборки);

– бенчмарк-экспериментов, состав которых главным образом определен конструкционными материалами, для верификации файлов конструкционных изотопов;

– расчетных моделей из экспериментальной базы комплекса критических стенов АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»;

– критических растворов с урановым и плутониевым составом.

На рисунке 1.10 показан интерфейс раздела «Верификация». Он имеет три функционально связанных элемента:

– таблица с описанием бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей, содержащихся в базе данных программного комплекса ИСИДА;

– иерархию поисковых селекторов, с помощью которых пользователь выбирает необходимый для верификации набор экспериментов;

– графическое представление результата верификации библиотек констант для заданного набора бенчмарк-экспериментов или тестовых моделей.

Раздел главного меню «Файл» (см. рисунок 1.10) содержит меню, с помощью которого пользователь может загрузить свои значения, полученные при расчете по подготовленной им библиотеке констант и сравнить их с расчетными и экспериментальными данными выбранной серии бенчмарков из системного архива программного комплекса.

В системном архиве ПК ИСИДА содержатся входные задания для всех бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей. С помощью главного меню, пользователь может получить к ним доступ для скачивания.

Раздел «Верификация» имеет иерархию поисковых селекторов, которые представляют собой набор характеристик бенчмарк-экспериментов и дают пользователю возможность подобрать верификационный набор для интересующих его модификаций и параметров расчета:

1) выбор типа сборки или тестовой модели (например, модели реакторов, сборки, моделирующие бесконечные среды, бомбы и так далее);

2) выбор по топливному составу или другим характеристикам (например наличие отражателя, вид теплоносителя);

- 3) выбор кода (MCNP, MMKK, MMKC), по которому получено расчетное значение коэффициента размножения нейтронов для выбранного типа бенчмарка;
- 4) выбор библиотеки констант (ENDF\B-VIII.0, БНАБ-93.01a и другие), по которой получено расчетное значение критики для выбранного типа бенчмарка.

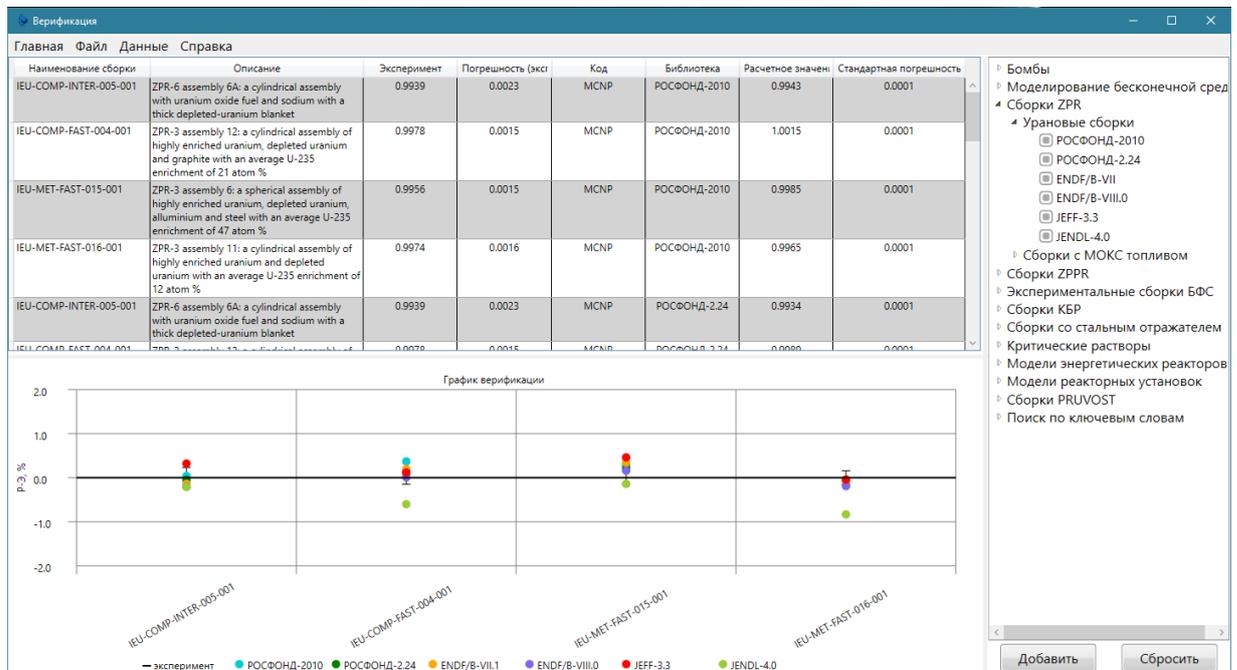


Рисунок 1.10 – Интерфейс рабочей среды «Верификация»

После завершения верификации пользователь имеет возможность сохранить график в удобном формате «.png» или «.jpeg».

Этот инструмент будет полезен для проведения валидации / верификации новых файлов реакторных констант, анализа переоцененных и вновь подготовленных библиотек нейтронных данных как в групповом, так и в непрерывно энергетическом представлении данных.

1.5 Программный комплекс ИСИДА: сравнение с аналогами

Программный комплекс ИСИДА обеспечивает оперативный доступ к массивам данных и численным значениям, а также к их графическому представлению. Это возможно как в процессе формирования базы данных, так и

при сравнении с аналогичными данными, представленными в актуальных версиях ведущих мировых библиотек оцененных ядерных данных таких, как: ENDF, JENDL, JEFF, TENDL, CENDL и другие.

В основе графического интерфейса программы лежит библиотека оцененных ядерных данных РОСФОНД. Кроме того, ИСИДА имеет функции по созданию библиотек констант как в непрерывном, так и в групповом энергетических приближениях, и позволяет проводить верификацию сформированных библиотек констант.

Для создания ПК ИСИДА был рассмотрен ряд информационно-справочных систем, представляющих собой структурированные базы данных в виде веб-интерфейсов или десктоп-приложений. В этом разделе приведено описание следующих программных средств:

1. Информационно-справочные системы:

- база экспериментальных данных EXFOR на сайте МАГАТЭ;
- база ядерных данных NNDC [43];
- универсальная объединенная система по атомным ядрам и ядерным реакциям ЦДФЭ [44].

2. Десктоп-приложения для работы с файлами ОЯД:

- JANIS;
- ENSDF_toolbox;
- EMPIRE.

И те, и другие дают пользователю доступ к справочной информации, охват широкого набора классов данных для реализации аналитических методов работы с файлами ядерных данных. Наиболее распространенным подходом является доступ к удаленным базам данных посредством размещения веб-интерфейсов в глобальной сети Интернет. Такой подход является общепринятым способом прямого представления оцененных и экспериментальных данных от «первоисточника». Примером таких данных могут быть публикации обновленных версий библиотек оцененных ядерных данных на сайте МАГАТЭ. На рисунке 1.11

показан пример представления информации о нейтронных сечениях из базы экспериментальных данных EXFOR на сайте МАГАТЭ.

Request #35913 www.nds.iaea.org 2024-04-22,14:42:02
Results: Reactions: 14 Datasets: 112

Data Selection

Retrieve: Selected Unselected All in new Window

Output: X4+ EXFOR Bibliography TAB C4 PlotC4 CSV: original basic universal narrow-font

Plot: Quick-plot (cross-sections) ungroup /product: Advanced plot [how-to] using C5 with cm2lab; convert ratios to σ

Narrow incident energy (optional), eV: Min: Max:

Apply(2A) Data re-normalization (for advanced users, results in: C4, TAB and Plots)

n	Display	Year	Author-1	Energy range, eV	Points	Reference	Subentry#P	NSR-Key	Info+
Quantity: [CS] Cross section									
1	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1997	G.H.R.Kegel+	1.90e5 3.81e5	20	+ C,97TRIEBT,1,589,1997	13999002 [2]	1997KE2X	
2	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1987	R.R.Spencer+	3.42e-1 2.09e4	7995	+ J,NSE,96,318,1987	12941008 [3]	1987SP07	
3	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1986	A.V.Antonov+	3.43e-7 3.40e-5	25	+ J,AE,61,206,1986	40974002 [8]	1986AN37 #2:web	
4	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov			2.53e-2	1		40974004 [8]	1986AN37 #2:web	
5	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1983	W.F.Poenitz+	1.82e6 2.03e7	68	+ R,ANL-NDM-80,8305	12853054 [4]	INIS>	
6	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1983	V.M.Morozov+	1.52e6 2.00e6	144	+ J,YK,,(1/50),11,1983	41753003 [1]		
7	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1981	W.F.Poenitz+	4.80e4 4.81e6	47	+ J,NSE,78,333,81	10935006 [4]	1981P013	
8	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1980	V.P.Vertebnyy+	2.45e4	1	[pdf]+ C,8UKIEV,2,254,1980	40609002 [7]		
9	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1974	R.B.Schwartz+	4.96e5 1.52e7	1680	+ J,NSE,54,322,197407	10280005 [5]	1974SC29	
10	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1974	V.P.Vertebnyy+	4.25e-2	9.39e-1	27	+ R,INDC(CCP)-36,11,1974	40191003 [6]	1974VE2R
11	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov	1973	L.Green+	5.07e5 7.11e6	352	+ R,WAPD-TM-1073,197304	10225025 [5]	1973GR2H	
12	<input type="checkbox"/> <input checked="" type="checkbox"/> X4 <input checked="" type="checkbox"/> X4+ <input checked="" type="checkbox"/> CSV+ <input type="checkbox"/> T4 <input type="checkbox"/> Cov			9.03e5 9.92e6	336		10225026 [5]	1973GR2H	

Рисунок 1.11 – Пример представления справочных данных EXFOR

Ниже представлено краткое описание примеров информационно-справочных систем, реализованных в виде веб-интерфейсов.

Национальный центр ядерных данных (NNDC) собирает, оценивает и распространяет данные по ядерной физике для фундаментальных ядерных исследований и прикладных ядерных технологий. NNDC – это международный общедоступный электронный ресурс для хранения справочной информации о ядерных данных. База ядерных данных NNDC, является результатом совместной работы центров обработки данных и других заинтересованных частных организаций как в США, так и по всему миру. На рисунке 1.12 показан пример интерфейса NNDC.

Функционал NNDC включает в себя:

- открытый доступ к данным о структуре ядер и низкоэнергетических ядерных реакциях;
- доступ к библиотекам экспериментальных ядерных данных, например, ENSDF, ENDF, EXFOR и другие;
- сбор и оценку ядерных данных.

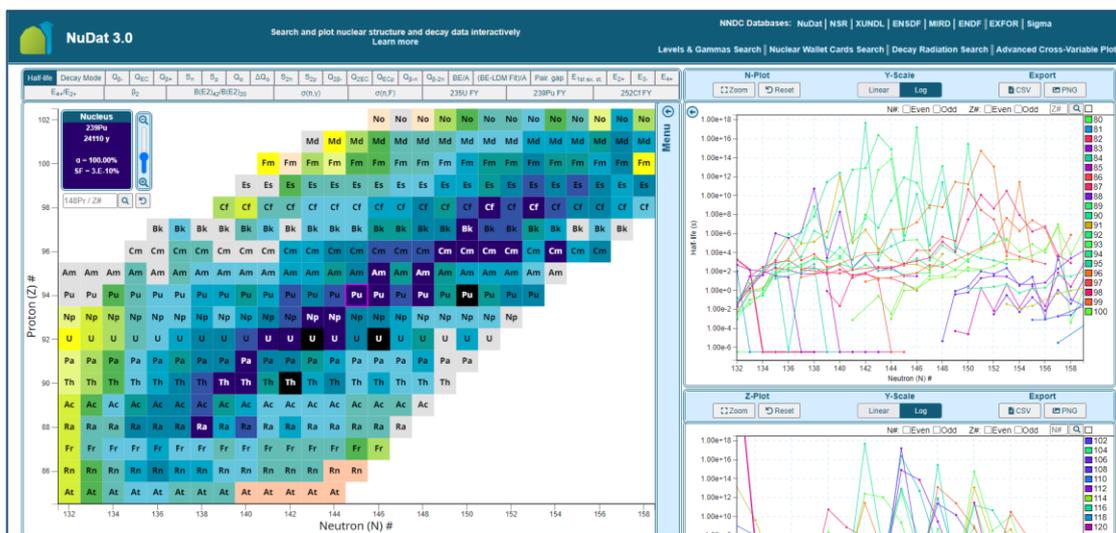


Рисунок 1.12 – веб-интерфейс NNDC

Другой пример электронного ресурса, предоставляющего доступ к справочной информации о ядерных данных, – Универсальная объединенная система по атомным ядрам и ядерным реакциям Центра данных фотоядерных экспериментов (ЦДФЭ) НИИ ядерной физики им. Д.В. Скобельцына МГУ им. М.В. Ломоносова. В работе с ядерными данными активное участие принимает Центр данных по ядерным реакциям и структуре ядра (Центр атомных и ядерных данных – ЦАЯД), РНЦ «Курчатовский институт». На рисунке 1.13 показан интерфейс сайта.

Рисунок 1.13 – веб-интерфейс поиска справочных данных ЦДФЭ

С помощью этого ресурса пользователь может найти справочные данные по ядерным реакциям, инициированным различными налетающими частицами, а также данные о свойствах атомных ядер и их структуре. Кроме того, как показано на рисунке 1.13, поисковые селекторы разделены по тематическим группам: поиск данных о ядерных реакциях, о параметрах основного ядра и изомерных состояниях, а также поиск публикаций по данной тематике.

Системы, имеющие значительный объем данных, традиционно являются десктоп-приложениями с локальным архивом данных. В них содержатся не только библиотеки оцененных ядерных данных, но и специализированные базы фундаментальных атомных данных. Такие системы охватывают примерно одинаковый перечень классов данных и имеют схожий функционал, в том числе ряд функций вычислительной обработки данных, например, восстановление поточечных сечений в резонансной области и расчет резонансных интегралов. Примеры информационно-справочных систем локального типа приведены ниже.

Одним из самых функционально развитых локальных программных средств для работы с базами оцененных ядерных данных является JANIS. JANIS был разработан Агентством по ядерной энергии (OECD) совместно с компанией «Компьютерная электроника Аквитании» (AEI, Франция).

JANIS (Java-based nuclear information software) – это программа для визуализации и управления ядерными данными. Основная задача программы – предоставить пользователю доступ к числовым данным и графическим представлениям без необходимости предварительного знания форматов хранения информации. JANIS обеспечивает высокую гибкость интерфейса, что позволяет удобно сравнивать различные наборы ядерных данных. На рисунке 1.14 показан интерфейс JANIS.

JANIS – это универсальное средство обращения с базами ядерных данных, которое содержит библиографические (CINDA), оцененные (формат ENDF) и экспериментальные данные (формат EXFOR), такие как:

- данные о распаде атомных ядер;
- выходы при делении;

– данные о взаимодействии с учетом резонансных параметров, энергетической разбивки и других параметров.

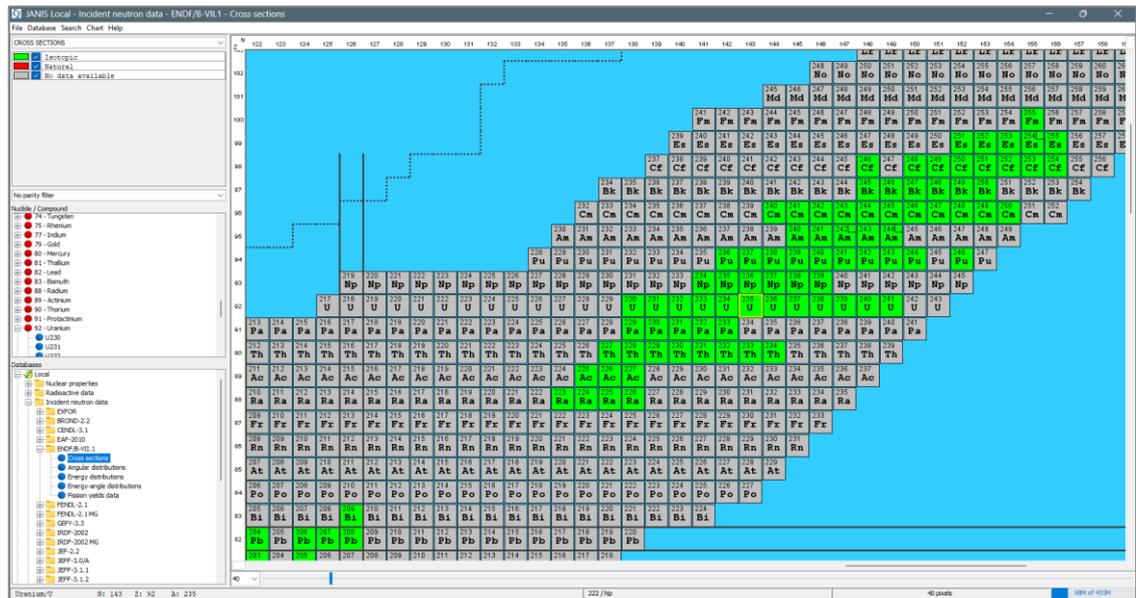


Рисунок 1.14 – Интерфейс JANIS

Пользователи JANIS могут создавать свои собственные базы данных, комбинируя файлы с наилучшими оценками в формате ENDF или файлы из библиотек GENDEF. Включены возможности поиска резонансных данных, данных о затухании и экспериментальных данных. Также доступны различные варианты управления поперечными сечениями (линейные комбинации, произведения и соотношения наборов данных и групповое усреднение). Важным преимуществом JANIS является его кроссплатформенность, достигнутая за счет реализации на языке программирования Java, – работает практически на всех компьютерных операционных системах (Linux, Unix, Windows, Macintosh).

Еще один пример десктоп-приложения для работы с ядерными данными – программа ENSDF_toolbox для работы с файлами оцененных ядерных данных в формате ENSDF (Evaluated Nuclear Structure Data File), разработанная в Петербургском институте ядерной физики Российской Академии Наук (ПИЯФ РАН). Это программная оболочка, в которой реализован интегрированный подход к процессу редактирования и оценки данных в рамках работы Международной сети

центров ядерных данных. Программа может быть использована как в процессе оценки ядерных данных экспертом-оценщиком, так и в работе исследователя или инженера, нуждающегося в получении и анализе данных о свойствах возбужденных состояний атомных ядер и переходов между ними. Для удобства подготовки и работы с наборами ENSDF был разработан проект «рабочего стола», который показан на рисунке 1.15.

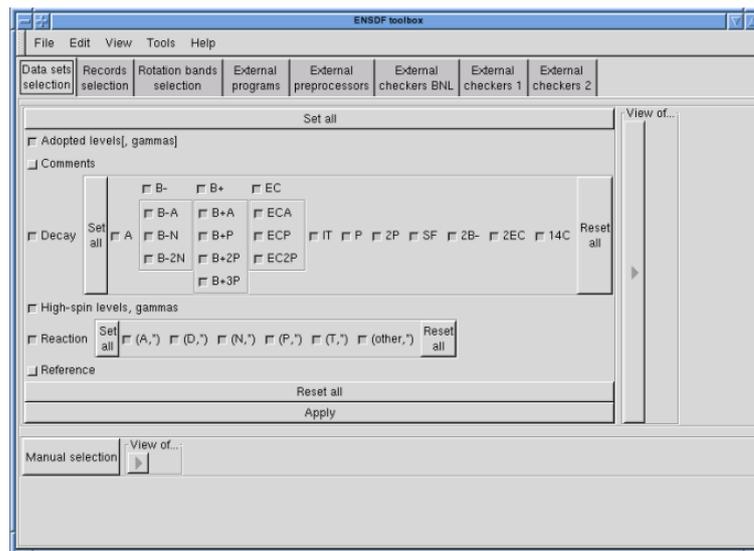


Рисунок 1.15 – Интерфейс ENSDF_toolbox

«Рабочий стол» представляет собой интерфейс, который объединяет множество функций, позволяя пользователю создавать новые наборы ядерных данных, загружать существующие, а также обрабатывать и проверять данные с помощью внешних программ. ENSDF_toolbox имеет специализированный редактор для работы с данными в формате ENSDF и предлагает ряд других возможностей, связанных с сохранением различных данных и взаимодействием с внешними приложениями. Программа используется в учебных целях и в составе специализированных программных продуктов для работы с ядерными данными.

EMPIRE – модульная система кодов ядерных реакций, объединяющая различные ядерные модели и предназначенная для расчетов в широком диапазоне энергий и падающих частиц таких, как: нейтроны, протоны, ионы (включая тяжелые ионы) или фотоны. На рисунке 1.16 показано главное меню EMPIRE.

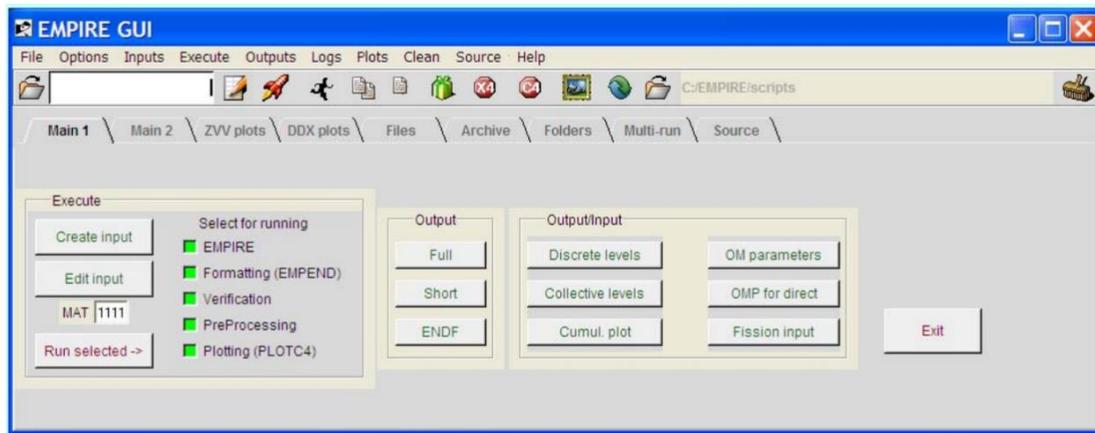


Рисунок 1.16 – Интерфейс EMPIRE

Код учитывает основные механизмы ядерных реакций и использует различные расчетные модели в зависимости от их типа. Специфическая функция EMPIRE – учет эффектов динамической деформации быстро вращающегося ядра. Обширная библиотека входных параметров включает данные о массе ядер, параметрах оптической модели, деформации основного состояния, дискретных уровнях и так далее. Результаты могут быть преобразованы в формат ENDF-6 с помощью интегрированного кода EMPEND и дополнены данными о нейтронных резонансах из существующих оценок. Пакет содержит полную библиотеку экспериментальных данных EXFOR, автоматически извлекаемых в ходе расчетов. Также система включает модуль расчета нейтронных резонансов и возможность генерации ковариационных матриц методами Калмана и Монте-Карло. Результаты визуализируются с помощью пакета ZVView. Среди достоинств EMPIRE стоит отметить, что с его помощью была проведена оценка нейтронных реакций американской библиотеки ENDF/B-VII.0.

Таким образом, на сегодняшний день разработано достаточно много программных средств с широким спектром функций для поиска и анализа ядерных данных. Однако, ни одно из представленных приложений не имеет возможности по обоснованию подготовки файлов нейтронных данных для расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов. Именно в этом и заключается уникальность программного комплекса ИСИДА: он сочетает в себе функции анализа данных из разных оценок, подготовку файлов реакторных констант в различных форматах и

имеет модуль для верификации созданных файлов нейтронных данных. Программный комплекс ИСИДА объединил ряд важных инструментов для работы с файлами ядерных данных.

1. Достигнутая с помощью использования современного фреймворка WPF с .NET6, кроссплатформенность ПК ИСИДА позволяет без ограничений работать как на ОС Windows, так и на ОС Astra Linux.

2. Быстрый доступ к базам данных и численным значениям, графическому представлению имеющейся в базах данных информации, как непосредственно в процессе их формирования, так и при сравнении с имеющимися аналогичными данными в современных версиях мировых библиотек оцененных ядерных данных.

3. Оперативный анализ имеющихся оценок файлов ядерных данных и подготовка на их основе новых библиотек констант в форматах, потребляемых расчетными диффузионными (инженерными) и прецизионными кодами.

4. Использование интегрированной в программный комплекс базы бенчмарк-экспериментов критических и подкритических систем для проведения верификационных тестов в обоснование точности предсказания реакторных характеристик на основе отобранных или вновь созданных файлов нейтронных данных.

5. Интерактивный современный интерфейс для управления функциями программного комплекса с широкими графическими возможностями.

1.6 Выводы по материалам главы 1

Создан программный комплекс ИСИДА, реализующий цикл работ с файлами ядерных данных от их анализа до практического применения при расчете нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах.

В рамках программного комплекса ИСИДА удалось решить ряд важных задач.

1. Достигнута кроссплатформенность: может работать как на ОС Windows, так и на ОС Astra Linux, что является необходимым решением национальной стратегии по импортозамещению.

2. Интегрирована Российская библиотека оцененных нейтронных данных РОСФОНД с возможностью подключения любой другой зарубежной библиотеки с открытыми данными в формате ENDF.

3. Разработан графический модуль для визуализации справочных данных. Дает возможность быстрого доступа к базам данных и числовым значениям, графическому представлению имеющейся в базах данных информации, как непосредственно в процессе их формирования, так и при сравнении с имеющимися аналогичными данными в современных версиях мировых библиотек оцененных ядерных данных.

4. Интегрирован модуль автоматизации подготовки библиотек констант для использования в нейтронно-физических расчетах, как с помощью прецизионных кодов, реализующих метод Монте-Карло (формат ACE), так и для диффузионных кодов (расчет по групповым константам в форматах БНАБ-РФ, БНАБ-93Е и MATXS).

5. Реализован функционал по верификации библиотек констант на наборе бенчмарк-экспериментов, сформированном в соответствии с выбором пользователя.

По итогам проделанной работы осуществлена организация хранения баз оцененных ядерных данных, объединены и обновлены алгоритмы управления библиотеками ОЯД. ПК ИСИДА получил свидетельство Роспатента № 2024685019 от 14.10.2024 г. (см. Приложение Б).

Результаты проделанной работы были использованы для подготовки новой библиотеки групповых констант для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов БН-600 и БН-800.

ГЛАВА 2 СИСТЕМНЫЙ АРХИВ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ИСИДА ДЛЯ ВЕРИФИКАЦИИ БИБЛИОТЕК КОНСТАНТ

В программном комплексе ИСИДА сформирован системный архив результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей реакторных установок с целью обоснования применимости файлов констант, подготовленных в ПК ИСИДА для расчета нейтронно-физических параметров реакторных установок. Результаты расчета получены по кодам MCNP и MMK с использованием библиотек ОЯД: РОСФОНД-2010, РОСФОНД-2.24, ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-4.0.

Актуальный функционал ПК ИСИДА по верификации библиотек констант позволяет проводить анализ результатов верификационных расчетов критичности для следующих тестовых наборов:

- 1) критические эксперименты сферической конфигурации с высокообогащенным ураном и плутонием, так называемые, бомбы (13 экспериментов);
- 2) критические эксперименты с активными зонами с ураном и плутонием с k_{∞} близким к единице (16 экспериментов);
- 3) эксперименты с урановым, плутониевым и смешанным уран-плутониевым топливом (сборки ZPR и ZPPR – 26 экспериментов);
- 4) эксперименты, характеризующие конструкционные материалы – компоненты сталей Fe, Cr, Ni, а также Al, Cu, Zr, Zn, W и другие (всего 14 экспериментов);
- 5) эксперименты с урановыми и плутониевыми растворами для расчетов ядерной безопасности (148 экспериментов);
- 6) экспериментальные сборки БФС с натриевым и свинцовым теплоносителем, а также эксперименты по моделированию активных зон реакторов БН-600, БН-800 и других (16 экспериментов);
- 7) уникальные тестовые модели энергетических реакторов БН-600, БН-800, JOYO с различной конфигурацией активной зоны (8 моделей);

8) тестовые модели реакторов на быстрых нейтронах (МБИР, FFTF, БРЕСТ-ОД-300, натриевый быстрый реактор большой мощности с МОКС и СНУП топливом – всего 6 моделей).

2.1 Критические бенчмарк-эксперименты с высокообогащенным ураном и плутонием

Для верификации констант основных делящихся нуклидов в быстром спектре нейтронов были отобраны компактные металлические сборки (КМС) с высоким обогащением по урану (GODIVA, FLATTOP-25) и плутонию (JEZEBEL, FLATTOP-Pu). Конструкция сборок представляет собой либо металлическую сферу без отражателя, либо металлическую сферу, окруженную металлическим отражателем из обедненного урана. Также использовалась цилиндрическая сборка с металлическим ураном с обогащением 10 % и отражателем из металлического обедненного урана (BIG TEN). В таблице 2.1 приведено краткое описание экспериментов.

Таблица 2.1 – Характеристики бенчмарк-моделей типа КМС

Название эксперимента	Эксп. $k_{эф}$	Эксп. отклонение	Топливо	Отражатель
GODIVA	1,0000	0,0010	U (93 % $^{235}\text{U}/\text{U}$)	Сфера без отражателя
FLATTOP TOPSY	1,0000	0,0030	U (90 % $^{235}\text{U}/\text{U}$)	Псевдосфера без отражателя
FLATTOP-25	1,0000	0,0030	U (98 % $^{235}\text{U}/\text{U}$)	Сфера с U отражателем
BIG TEN 10	1,0049	0,0008	U (10 % $^{235}\text{U}/\text{U}$)	U-238
BIG TEN 36	1,0000	0,0017	U (36 % $^{235}\text{U}/\text{U}$)	U-238
239-Pu JEZEBEL	1,0000	0,0011	Pu-239	Сфера без отражателя
240-Pu JEZEBEL	1,0000	0,0020	Pu-240	Сфера без отражателя
FLATTOP-Pu	1,0000	0,0030	Pu (4,3 % $^{239}\text{Pu}/\text{U}$)	Сфера с U отражателем
FLATTOP (VNIIEF)	0,9993	0,0017	Pu	Обедненный U
PU-MET-FAST-010	1,0000	0,0018	Pu	Сфера с U отражателем
PU-MET-FAST-029	1,0000	0,0020	Pu	Сфера без отражателя
PU-MET-FAST-041	1,0000	0,0016	Pu	Обедненный U

Подробное описание бенчмарк-экспериментов содержится в справочнике ICSBER Handbook.

2.2 Эксперименты с k_{∞} близким или равным единице

В таблице 2.2 приведены краткие характеристики сборок, отобранных из справочника по критической безопасности ICSBER Handbook (в основном сборки быстрого физического стенда – сборки БФС), с урановым и плутониевым топливом с k_{∞} близким или равным единице.

Таблица 2.2 – Эксперименты с k_{∞} близким или равным единице

Название эксперимента	Сборка	Эксп. k_{∞}	Эксп. отклонение
Урановые сборки			
HEU-COMP-INTER-004-001	HECTOR / U	1,0000	0,0040
SCHERZO-5.56	SCHERZO-5.56	1,0000	0,0020
MIX-MET-FAST-008-007	ZEBRA 8H	1,0300	0,0025
MIX-MISC-FAST-001-01	BFS-35-1	0,9736	0,0071
MIX-MISC-FAST-001-02	BFS-35-2	1,0050	0,0057
MIX-MISC-FAST-001-03	BFS-35-3	0,9959	0,0059
MIX-MISC-FAST-001-04	BFS-33-1-1	0,9656	0,0054
MIX-MISC-FAST-001-05	BFS-33-1-3	0,9602	0,0055
MIX-MISC-FAST-001-06	BFS-33-2-1	0,9967	0,0039
Плутониевые сборки			
MIX-MET-FAST-008-002	ZEBRA 8B	1,0020	0,0023
PU-COMP-INTER-001-001	HECTOR / Pu	1,0000	0,0011
MIX-MISC-FAST-001-07	BFS-38-1	0,9680	0,0060
MIX-MISC-FAST-001-08	BFS-38-2	1,0272	0,0067
Плутониевые сборки			
MIX-MISC-FAST-001-09	BFS-31-4	1,0188	0,0075
MIX-MISC-FAST-001-10	BFS-31-5	0,9732	0,0064
MIX-MISC-FAST-001-11	BFS-42	1,0153	0,0074

SCHERZO-5.56 – конфигурация, оцененная международным сообществом на основе представленных в ICSBER Handbook экспериментов, выполненных на

установке ZEBRA. Это простейшая система – бесконечная среда из U-235 и U-238 с обогащением по U-235 – 5,56 %.

В таблице 2.2 представлены эксперименты, выполненные на стенде БФС, где был собран ряд критических сборок с центральными вставками из высокообогащенного урана и плутония, которые имели $k_{\infty} \approx 1$. Эти эксперименты используются для проверки констант урана и плутония в жесткой части нейтронного спектра. В качестве моделей этих сборок приняты гетерогенные ячейки их центральных зон.

2.3 Бенчмарк-эксперименты критических сборок ZPR и ZPPR

В таблице 2.3 приведены краткие характеристики сборок с урановым, плутониевым и МОКС-топливом (их полное описание дано в справочниках ICSBER Handbook и IRPhEP Handbook).

Критические сборки ZPR и ZPPR имеют более сложные, по сравнению со сборками КМС, конфигурации и характеристики, которые в большей степени соответствуют реальным характеристикам быстрых реакторных систем (РС).

Кроме того, в набор вошли модели критических сборок SNEAK. На рисунке 2.1 показаны конфигурации сборок SNEAK 7A и 7B.

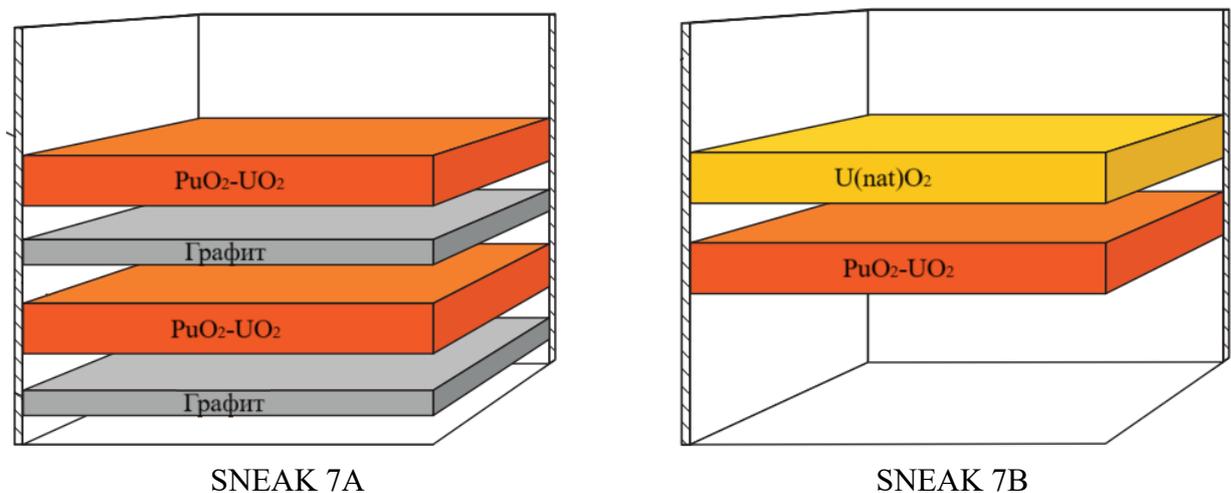


Рисунок 2.1 – Конфигурация сборок SNEAK 7A и 7B

На рисунке 2.1 видно: элементная ячейка SNEAK 7A состоит из $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ (26,6 % PuO_2 с содержанием 8 % Pu-240) с графитовой прослойкой, а в SNEAK 7B графитовая прослойка заменена на природный уран (natUO_2), что позволило ужесточить спектр.

Таблица 2.3 – Описание экспериментов на критических сборках ZPR и ZPPR

Сборка	Эксп. $k_{эф}$	Эксп. отклонение	Топливо	Отражатель
ZPR-6/6A	0,9939	0,0023	U	Dep. U*
ZPR-3/11	0,9974	0,0015	U	LEU
ZPR-3/12	0,9978	0,0015	U	LEU U / C
ZPR-3/6F	0,9956	0,0015	U	Fe / SS
ZPPR-21a	0,9967	0,0026	Pu	C
ZPPR-21b	0,9897	0,0023	Pu	C
ZPPR-21c	0,9998	0,0023	Pu	C
ZPPR-21d	1,0018	0,0024	Pu	C
ZPPR-21e	1,0012	0,0024	Pu	C
ZPPR-21f	0,9998	0,0025	Pu	C
SNEAK 7A	1,0038	0,0040	Pu	U
SNEAK 7B	1,0028	0,0045	Pu	U
ZPR-6/7	0,9866	0,0023	Pu / U	LEU**
ZPR-3/48	0,9829	0,0012	Pu / U	LEU
ZPR-3/56B	0,9929	0,0015	Pu / U	Ni / Na
ZPR-9/31	0,9913	0,0023	Pu / U	LEU / C
ZPR-3/54	0,9638	0,0027	Pu / U	Fe
ZPR-3/53	0,9757	0,0023	Pu / U	LEU
ZPR-3/58	0,9843	0,0025	Pu / U	Pb
ZPR-3/59	0,9686	0,0031	Pu / U	LEU
ZPPR-2	0,9889	0,0021	Pu / U	Fe / LEU
ZPPR-9	1,0008	0,0015	Pu / U	Fe / LEU
ZPPR-10A	1,0011	0,0021	Pu / U	Fe / LEU
ZPPR-12	0,9923	0,0021	Pu / U	Dep. U
ZPPR-13A	0,9996	0,0015	Pu / U	Fe / LEU

*Dep. U – Depleted uranium (обедненный уран)

**LEU – Low enriched uranium (низкообогащенный уран)

SNEAK представляет собой реакторную установку нулевой мощности, предназначенную для проведения физических экспериментов и моделирования реакторов на быстрых нейтронах, включая создание макетов. Критические

эксперименты SNEAK 7A и 7B были созданы для проверки методов расчета быстрых реакторов с простыми активными зонами с МОКС-топливом ($\text{PuO}_2\text{-UO}_2$) и отражателем из металлического обедненного урана. Уран в активной зоне использовался природный.

2.4 Бенчмарк-эксперименты, характеризующие конструкционные материалы

Для исследования конструкционных материалов и их ядерно-физических свойств были отобраны бенчмарк-эксперименты KBR (Krypton-Beryllium Reactor) и сборки с металлическим отражателем.

KBR – это экспериментальная установка, в которой используется комбинация криптона и бериллия для создания условий, способствующих ядерным реакциям. Эти эксперименты направлены на изучение нейтронной физики и реакций деления. Основная цель экспериментов KBR состояла в измерении k_∞ для композиций диоксида высокообогащенного урана (90 % U-235) с различными конструкционными материалами, используемыми в ядерных реакторах. В таблице 2.4 приведено краткое описание отобранных экспериментов.

Таблица 2.4 – Сборки, характеризующие конструкционные материалы

Название эксперимента	Эксп. $k_{эф}$	Эксп. отклон.	Отражатель
1	2	3	4
HEU-COMP-INTER-005-001 (KBR-7)	1,0320	0,0040	Ni
HEU-COMP-INTER-005-002 (KBR-9)	1,0500	0,0080	SS
HEU-COMP-INTER-005-003 (KBR-10)	1,0300	0,0060	SS* + Mo
HEU-COMP-INTER-005-004 (KBR-15)	1,0640	0,0180	Cr
HEU-COMP-INTER-005-005 (KBR-16)	0,9970	0,0130	Zr
HEU-MET-FAST-013	0,9990	0,0015	SS

Продолжение таблицы 2.4

1	2	3	4
HEU-MET-FAST-021	1,0000	0,0024	Steel
HEU-MET-FAST-084-007	0,9995	0,0020	Al, Al ₂ O ₃ , Be, C, Co, Cu, Fe, Mg, Mo, Mo ₂ C, Ni, Ti, U, W, полиэтилен
HEU-MET-FAST-084-019	0,9996	0,0019	Al, Al ₂ O ₃ , Be, C, Co, Cu, Fe, Mg, Mo, Mo ₂ C, Ni, Ti, U, W, полиэтилен
PU-MET-FAST-015	1,0041	0,0026	Fe
PU-MET-FAST-025	1,0000	0,0020	Steel
PU-MET-FAST-026	1,0000	0,0024	Steel
PU-MET-FAST-028	1,0000	0,0022	Steel
PU-MET-FAST-032	1,0000	0,0020	Steel

*SS – Stainless Steel (Нержавеющая сталь)

Для исследования сечений конструкционных материалов в базу данных были включены сборки HEU-MET-FAST и PU-MET-FAST. Геометрия таких сборок представляет собой сферическую или цилиндрическую конфигурацию с одним или несколькими слоями отражателя. Примеры сборок показаны на рисунках 2.2 и 2.3.

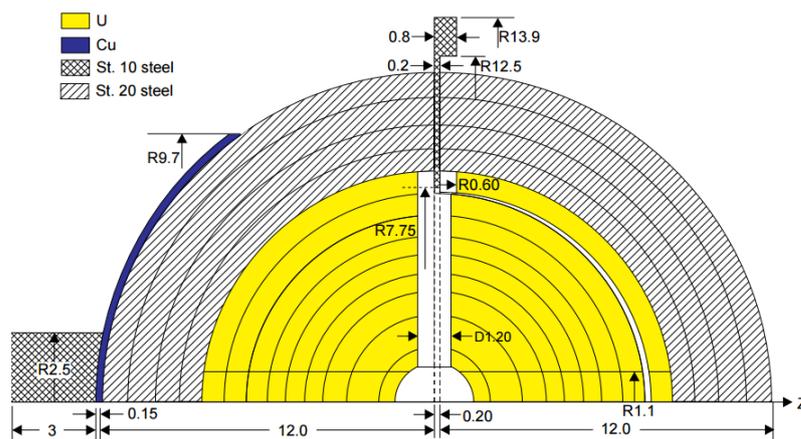


Рисунок 2.2 – Сферическая конфигурация (HEU-MET-FAST-013)



Рисунок 2.3 – Типовая геометрия однозонального отражателя
(HEU-MET-FAST-084)

Конфигурация сборок KBR, показанная на рисунке 2.4, представляет собой трубы, внутри которых расположена зона, заполненная таблетками из исследуемого конструкционного материала и диоксида высокообогащенного урана так, чтобы k_{∞} в этой зоне было близко к единице. Размеры зоны достаточно велики, чтобы спектр нейтронов в центральной части зоны определялся почти полностью ее нейтронными свойствами. Исследуемая зона окружалась драйверными и отражающими зонами, состав и толщина которых подбирались из условия обеспечения критичности всей сборки в целом.

Элементарные ячейки исследуемых зон в каждой сборке формировались с помощью труб и помещенных в них таблеток. Толщина элементарной ячейки принималась равной сумме толщин заполняющих ее таблеток.

Эксперименты KBR специально предназначены для тестирования сечений конструкционных материалов в области промежуточных энергий нейтронов и обладают высокой чувствительностью по отношению к ним. Они обеспечивают

надежное тестирование сечений конструкционных материалов, приведенных в таблице 2.4. Баланс деления и захвата по изотопам для каждой сборки приведен в таблице 2.5.

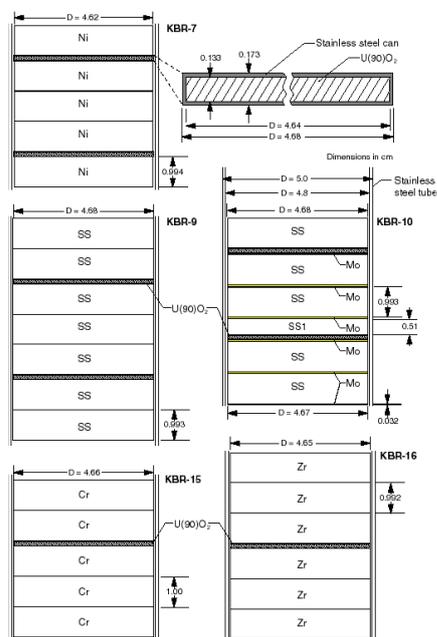


Рисунок 2.4 – Составы ячейки исследуемой зоны для критических сборок KBR-7, -9, -10, -15, и -16

Таблица 2.5 – Баланс деления и захвата нейтронов по изотопам

Параметр	Изотоп	KBR-7	KBR-9	KBR-10	KBR-15	KBR-16
Деление, %	U-235	41,4	44,0	42,3	45,6	38,6
Захват, %	U-235	14,1	15,7	14,1	15,8	13,6
	U-238	1,5	1,7	1,2	1,4	1,3
	Fe	1,4	18,8	14,7	2,9	2,8
	Cr	0,5	7,2	5,7	32,3	1,2
	Ni	39,1	6,7	5,7	1,0	1,0
	Mn	0,4	5,4	4,0	0,9	0,8
	Ti	–	0,4	0,3	–	–
	Co	1,5	–	–	–	–
	Zr	–	–	–	–	39,6
	Hf	–	–	–	–	1,0
Mo	–	–	11,9	–	–	
$\nu\Sigma_f/\Sigma_a$		1,02	1,08	1,04	1,11	0,95

2.5 Бенчмарк-эксперименты критических водных растворов

Бенчмарк-эксперименты критических водных растворов используются для верификации расчетных методов и определения параметров безопасности. В базу данных программного комплекса ИСИДА были включены критические водные системы с ураном и плутонием.

Основными характеристиками данного типа бенчмарков являются:

- концентрация растворов (от 10 до 200 г/л делящегося вещества);
- температура (от 20 °С до 100 °С);
- конфигурация сборки (сфера, усеченная сфера, цилиндр, параллелепипед);
- водный замедлитель и отражатель.

На рисунках 2.5 и 2.6 показаны принципиальные схемы экспериментальных конфигураций бенчмарк-экспериментов критических водных растворов.

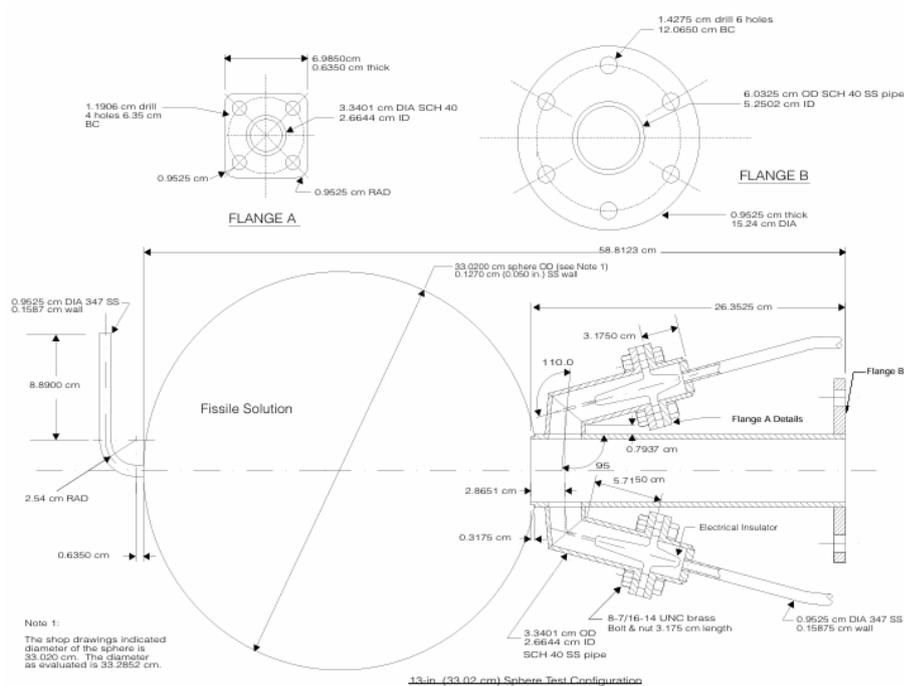


Рисунок 2.5 – Схема поперечного среза конфигурации PU-SOL-THERM

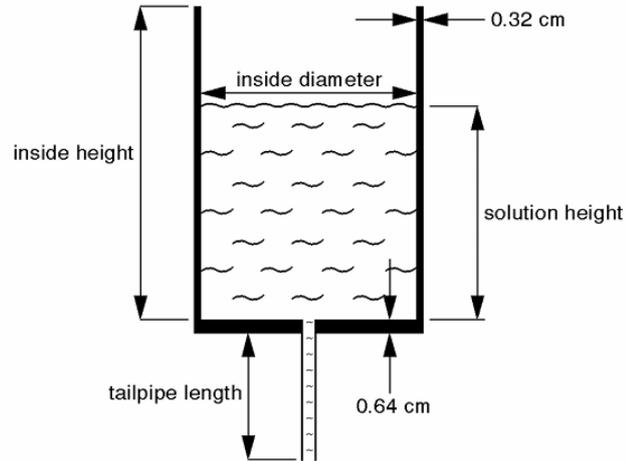


Рисунок 2.6 – Экспериментальная конфигурация HEU-SOL-TERM

Для составления экспериментальной базы данных было отобрано 96 конфигураций PU-SOL-TERM (плутониевые растворы) и 52 конфигурации HEU-SOL-TERM (урановые растворы).

2.6 Серия экспериментов на сборках БФС

В состав верификационной базы данных включена серия экспериментов, выполненных на БФС с натриевым и свинцовым теплоносителем. В таблице 2.6 приведены краткие характеристики отобранных экспериментов.

Таблица 2.6 – Экспериментальные сборки БФС с натриевым и свинцовым теплоносителем

Сборка	Модель	Теплоноситель
1	2	3
БФС-62-1	Реактор БН-600 с урановым топливом	Na
БФС-86-1	Полномасштабная модель БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом: конфигурация 1	Na
БФС-86-2	Полномасштабная модель БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом: конфигурация 2	Na
БФС-86-3	Полномасштабная модель БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом: конфигурация 3	Na

Продолжение таблицы 2.6

1	2	3
BFS-90-1	Натриевый быстрый реактор большой мощности с большим количеством плутониевого (~2,6 т) и нитридного топлива (~10 т)	Na
BFS-61-0	МIX-MET-FAST-006-001: критический эксперимент со смесью плутония, обедненного урана, графита и свинца с отражателем из низкообогащенного урана	Pb
BFS-61-1	МIX-MET-FAST-006-002: критический эксперимент со смесью плутония, обедненного урана, графита и свинца с отражателем из свинца и низкообогащенного урана	Pb
BFS-61-2	МIX-MET-FAST-006-003: критический эксперимент со смесью плутония, обедненного урана, графита и свинца с отражателем из железа, свинца и низкообогащенного урана	Pb
BFS-77-1	Реактор БРЕСТ-ОД-300. Тест типа АЗ-1.	Pb
BFS-85-1	Реактор БРЕСТ-ОД-300	Pb-Bi
BFS-85-2	Реактор БРЕСТ-ОД-300	Pb
BFS-87-1	Модель БР с отражателем из Pb-Bi	Pb
BFS-87-2	Модель БР с отражателем из Pb и Pb-Bi	Pb
BFS-88-1	Модель БРЕСТ-ОД-300. Симметричное размещение СНУП и МОКС топлива в виде шестигранной активной зоны. В центре СНУП топливо. по периферии – МОКС.	Pb
BFS-95-1	Модель БР с высоко- и низкофоновым Pu, Pb теплоносителем и отражателем из Pb	Pb
BFS-95-2	Модель БР с высоко- и низкофоновым Pu, Pb теплоносителем и отражателем из Pb и Pb-Bi	Pb
БФС-113-1А	Модель БР с оксидным U-Pu топливом	Pb
БФС-113-1В	Модель БР с нитридным U-Pu топливом	Pb

Все бенчмарк-модели разработаны в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и взяты из архива Комплекса Критических Стендов БФС.

2.7 Тестовые модели энергетических реакторов

Для БН-600 были отобраны следующие микрокампании: 76, 77, 78 и 79. Загрузка активной зоны состоит преимущественно из уранового топлива, за исключением экспериментальных ТВС. На рисунках 2.7 – 2.10 [45] представлены картограммы загрузок для соответствующих микрокампаний.

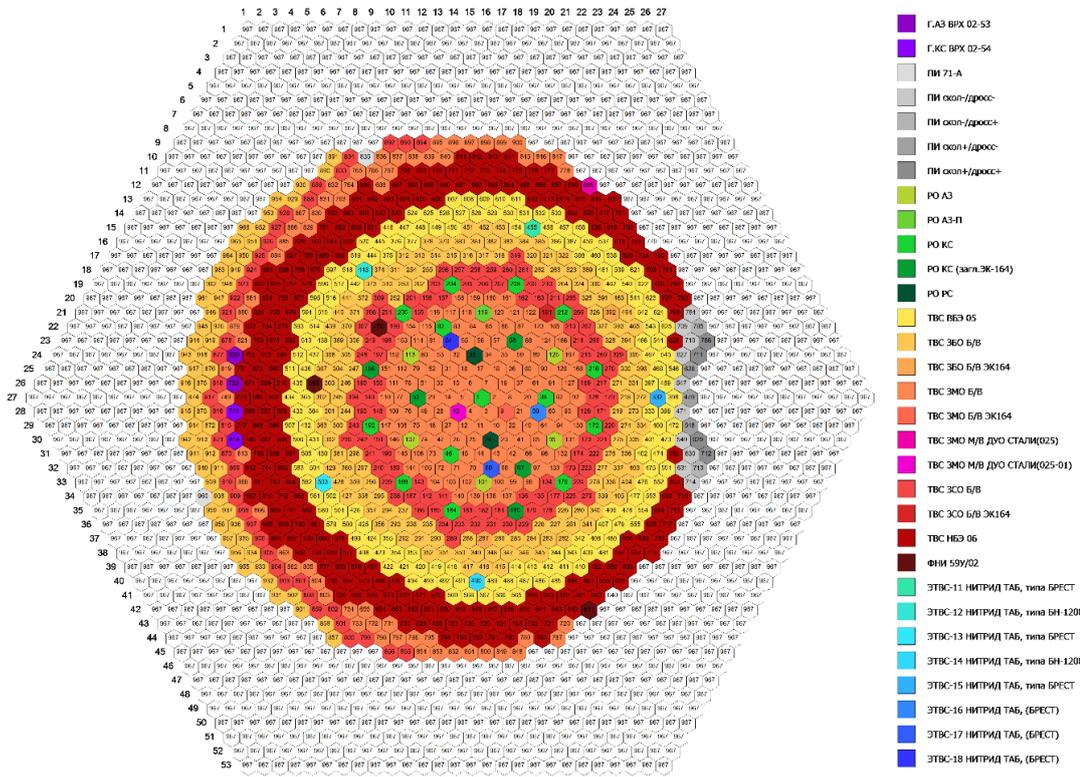


Рисунок 2.7 – Картограмма реактора БН-600 (76 микрокампания)

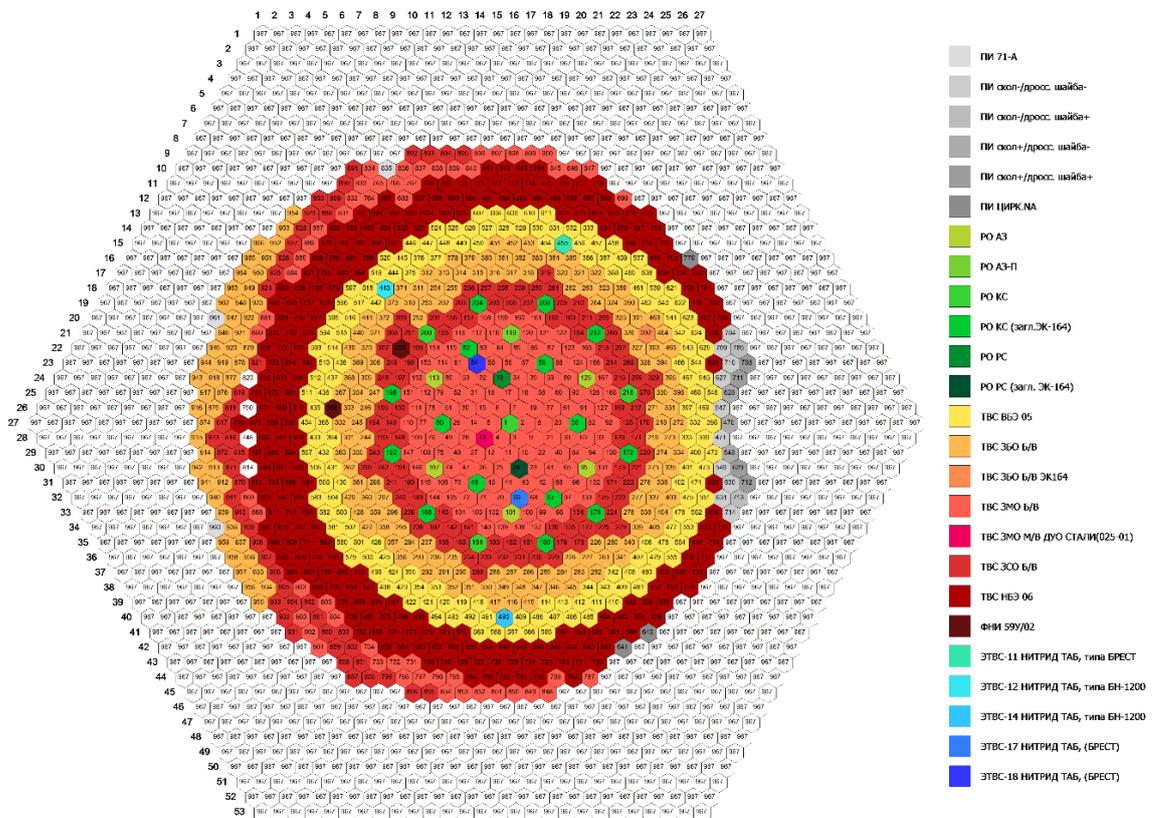


Рисунок 2.8 – Картограмма реактора БН-600 (77 микрокампания)

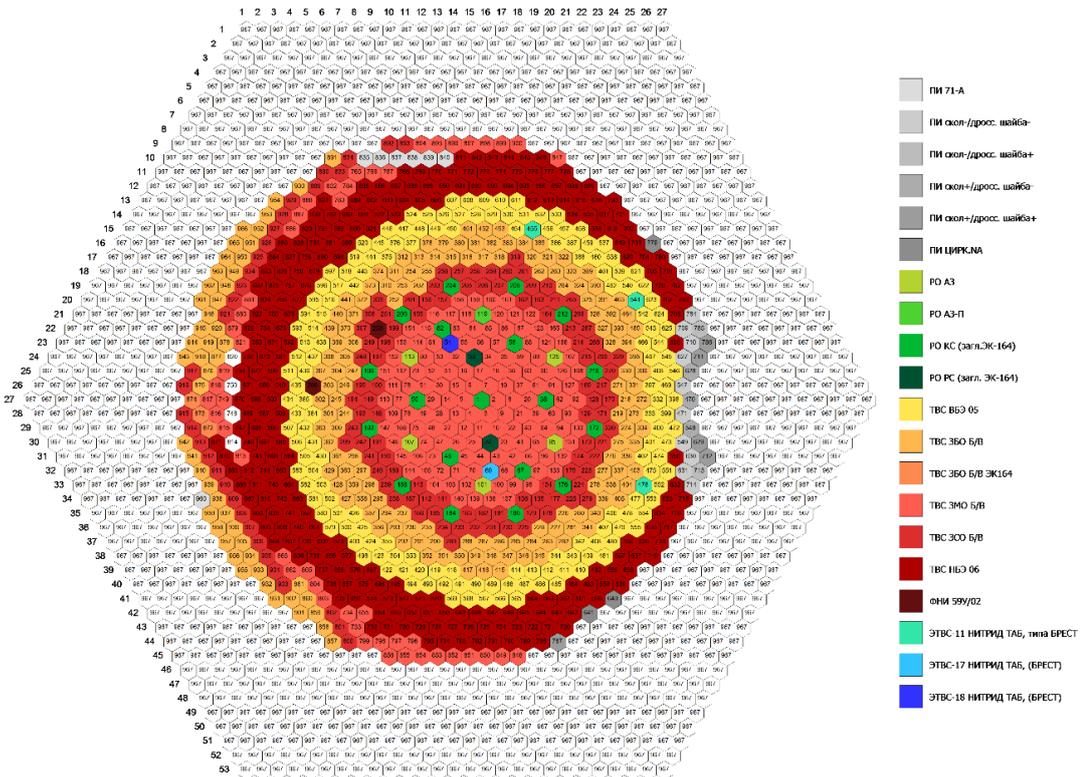


Рисунок 2.9 – Картограмма реактора БН-600 (78 микрокампания)

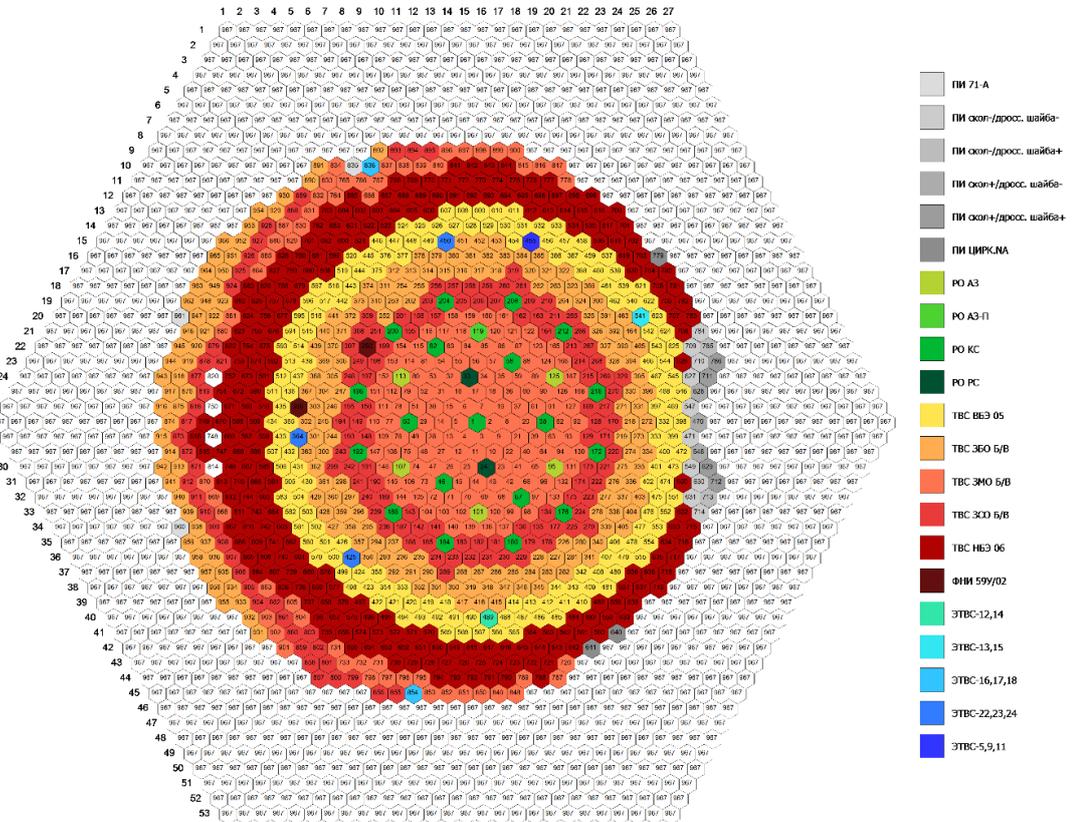


Рисунок 2.10 – Картограмма реактора БН-600 (79 микрокампания)

Для БН-800 были отобраны следующие микрокампании: 8, 9, 10 и 11. Данные микрокампании характеризуют перевод реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом.

Период работы реактора БН-800 с восьмой по одиннадцатую микрокампанию принято рассматривать как интервал по переводу активной зоны от гибридной конфигурации, сформированной преимущественно из ТВС с урановым топливом, к полной загрузке МОКС-топливом. Информация о составе активной зоны в рассматриваемый период эксплуатации реактора представлена в таблице 2.7 [45].

На рисунках 2.11 – 2.14 [45] показаны картограммы загрузки активной зоны реактора БН-800 с восьмой по одиннадцатую микрокампанию.

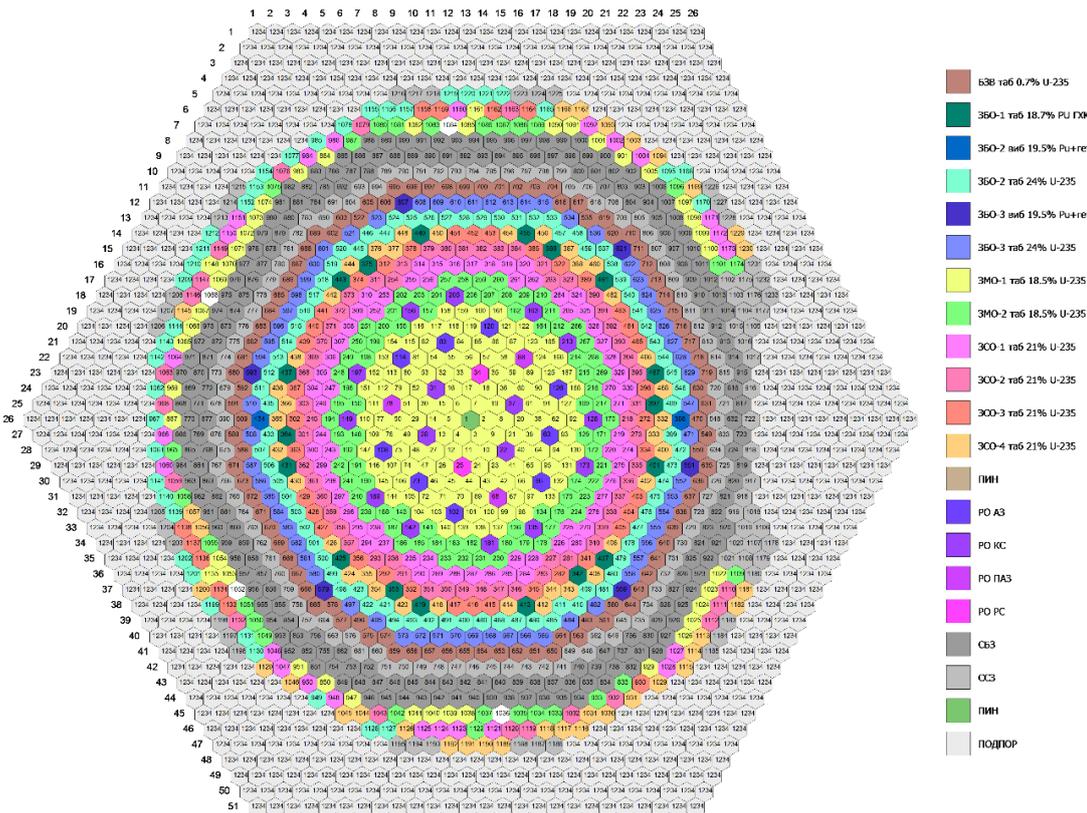


Рисунок 2.11 – Картограмма реактора БН-800 (8 микрокампания)

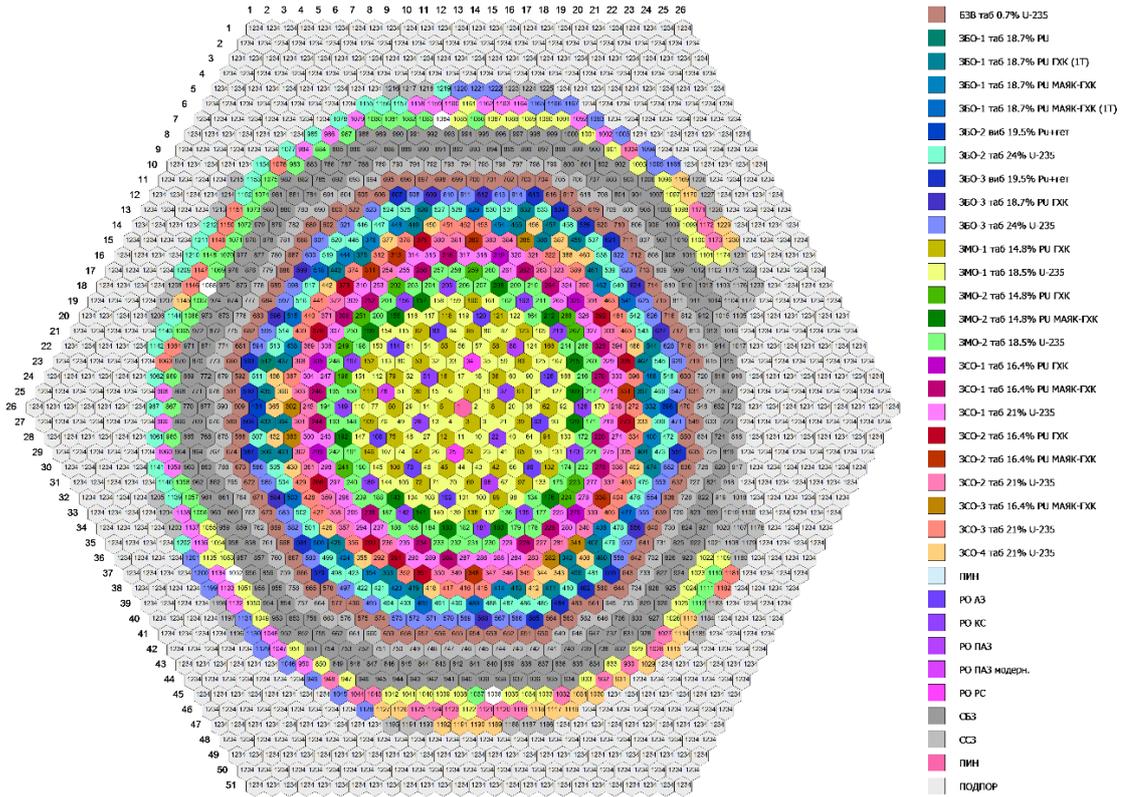


Рисунок 2.12 – Картограмма реактора БН-800 (9 микрокомпания)

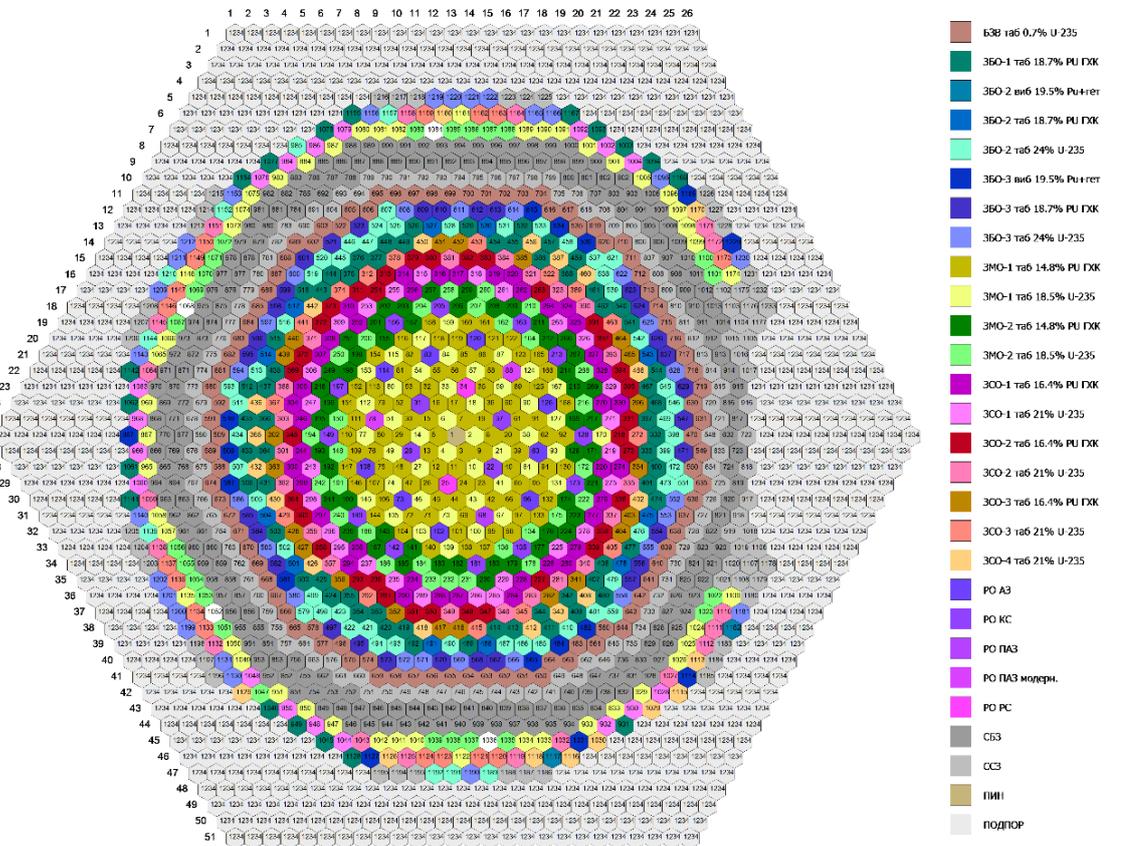


Рисунок 2.13 – Картограмма реактора БН-800 (10 микрокомпания)

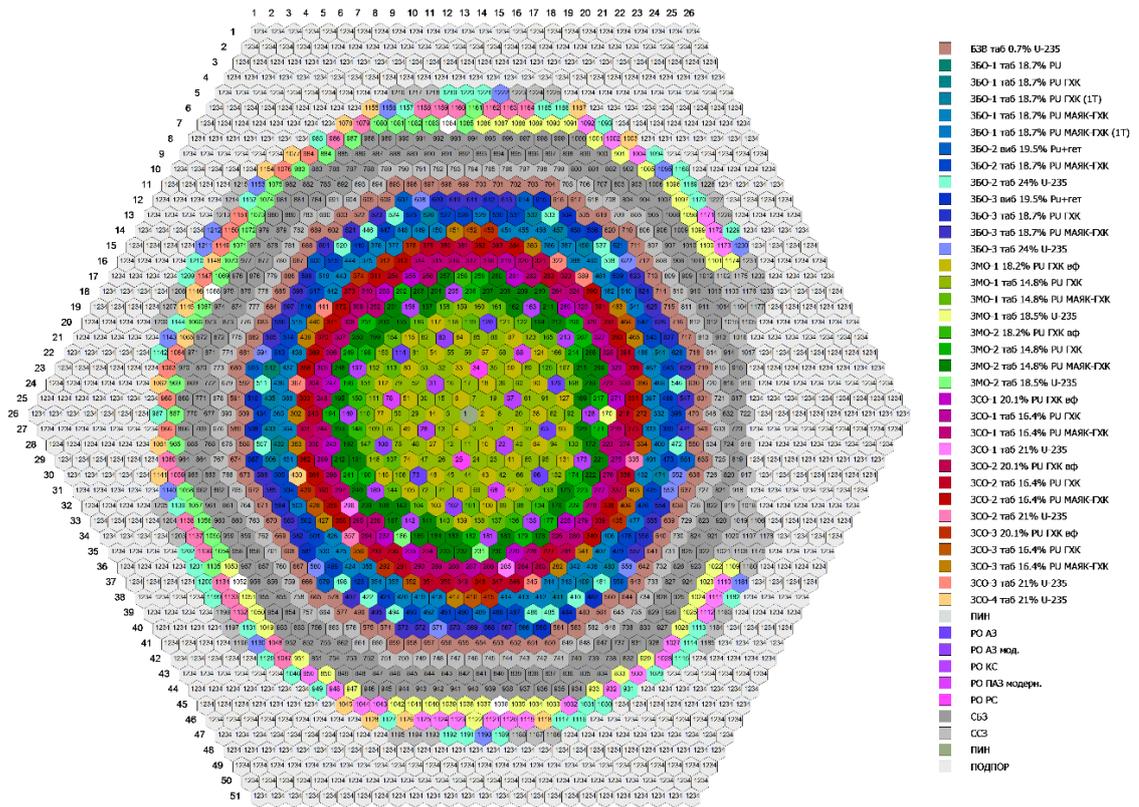


Рисунок 2.14 – Картограмма реактора БН-800 (11 микрокомпания)

Таблица 2.7 – Количество ТВС с МОКС-топливом в активной зоне реактора БН-800

Тип топлива	8 МК			9 МК			10 МК			11 МК		
	ЗМО	ЗСО	ЗБО	ЗМО	ЗСО	ЗБО	ЗМО	ЗСО	ЗБО	ЗМО	ЗСО	ЗБО
UO ₂	210	192	136	144	135	95	72	77	70	3	10	25
СТТ	–	–	18	66	43	63	138	95	102	207	147	152
СВУТ	–	–	8	–	–	18	–	–	10	–	–	20

Все тестовые модели разработаны в рамках расчетного комплекса BNcode [45] из архива топливных сборок реактора, в котором содержится информация по всем состояниям жизненного цикла реактора БН-600 и БН-800.

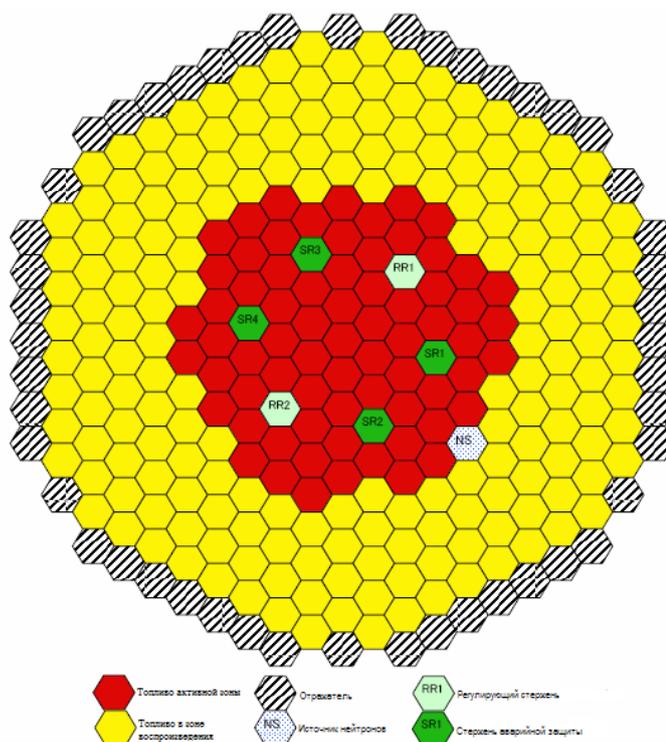


Рисунок 2.16 – Картограмма активной зоны реактора JOYO

В 1977 году в Инженерном Центре O-arai (Япония) был осуществлен пуск экспериментального быстрого реактора JOYO с натриевым теплоносителем. Он достиг минимально контролируемого уровня мощности в апреле 1977 года. Активная зона реактора JOYO состояла из смешанного уран-плутониевого топлива, на 18 % состоявшего из плутония и на 23 % – из урана. Высота топливной части активной зоны составляла 60 см. Сверху и снизу находились blankets из обедненного диоксида, каждый толщиной в 40 см.

В радиальном направлении активная зона окружена отражателем из обедненного диоксида урана с обогащением 0,2 % и высотой 140 см.

2.8.2 Тестовая модель реактора МБИР

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР) [46] имеет ряд характеристик, представленных в таблице 2.8.

Таблица 2.8 – Описание тестовой модели реактора МБИР

Параметр	Характеристика
Высота а.з., мм	550
Диаметр а.з., мм	890
Топливо	СВУТ
Торцевые экраны	обедненный уран
Количество ячеек, шт.	517
Количество ТВС, шт.	94
Количество РО СУЗ, шт.	8
Количество ЭК, шт.	3
Количество МС, шт.	13
Количество сборок бокового экрана, шт.	302
Количество ячеек для сборок ВРХ	38

В рамках тестовой модели в ячейки ВРХ установлено 19 ОТВС и 19 сборок бокового экрана.

При составлении тестовой модели реактора МБИР был проведен ряд упрощений по сравнению с показанной на рисунке 2.17 компоновкой а.з.: на месте ячеек, предназначенных под петлевые каналы, МС и ЭК, помещены сборки-имитаторы со стальными вытеснителями. В ячейках петлевых каналов за пределами а.з., размещены сборки бокового экрана. Материальные составы в пределах расчетной области гомогенизированы, шаг ТВС принят равным 75,419 мм [47].

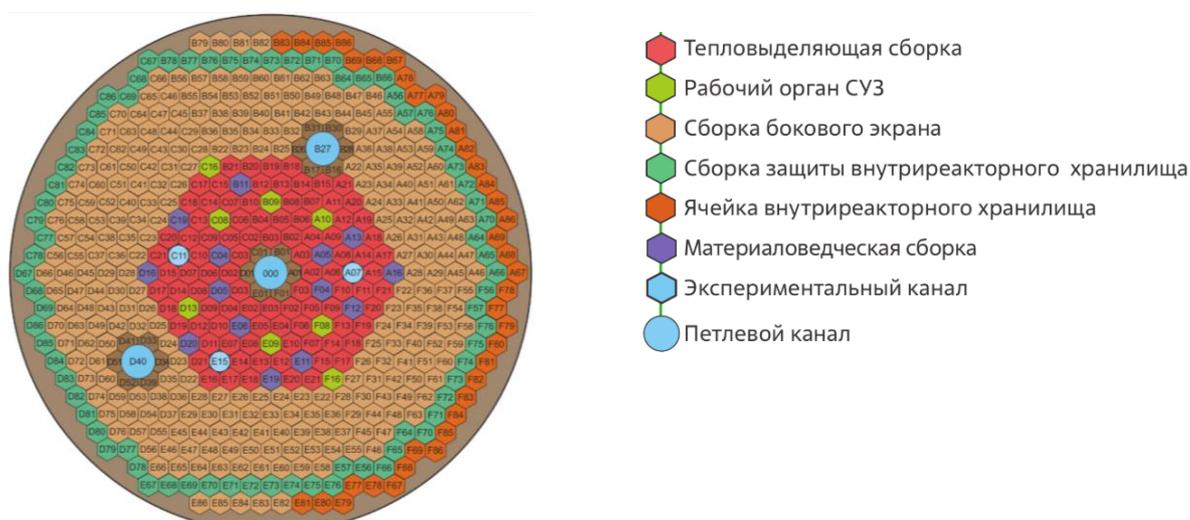


Рисунок 2.17 – Внутрикорпусная компоновка реактора МБИР

«Гомогенная тестовая модель получена из детальной модели путем гомогенизации материальных составов с весом соответствующих объемов для состояния активной зоны с частично погруженными РО СУЗ. Упрощенная модель описывает состояние а.з. на момент загрузки свежим топливом.

Для оценки константной составляющей погрешности далее будет использоваться гомогенная модель, в виду того, что константная составляющая погрешности не зависит от детальности описания тестовой модели» [47].

2.8.3 Тестовая модель реактора БРЕСТ-ОД-300

«Конструкция активной зоны быстрого реактора со свинцовым теплоносителем (БРЕСТ) [48], ее геометрия и состав должны обеспечить полное воспроизводство плутония в активной зоне, компенсирующее снижение реактивности при выгорании топлива и накоплении продуктов деления, в результате чего гарантируется работа реактора по кампании при малом, соизмеримом с $\beta_{эф}$, запасе реактивности, исключая неконтролируемый разгон реактора на мгновенных нейтронах вследствие аварийных отказов оборудования и ошибок персонала» [49]. На рисунке 2.18 [49] показана картограмма активной зоны тестовой модели реактора БРЕСТ-ОД-300. В таблице 2.9 [49] приведены некоторые ее характеристики.

Таблица 2.9 – Некоторые характеристики РУ БРЕСТ-ОД-300

Изменения	Текущая модель
Тип ТВС	безчехловая ТВС
Число твэлов в ТВС	160
Число твэлов в РО СУЗ	102
Число ТВС в ЦЗ	84
Число ТВС в ПЗ	60
Число АР	4
Число КР	14
Число сборок свинцового отражателя	126
Температура топлива, К	1100

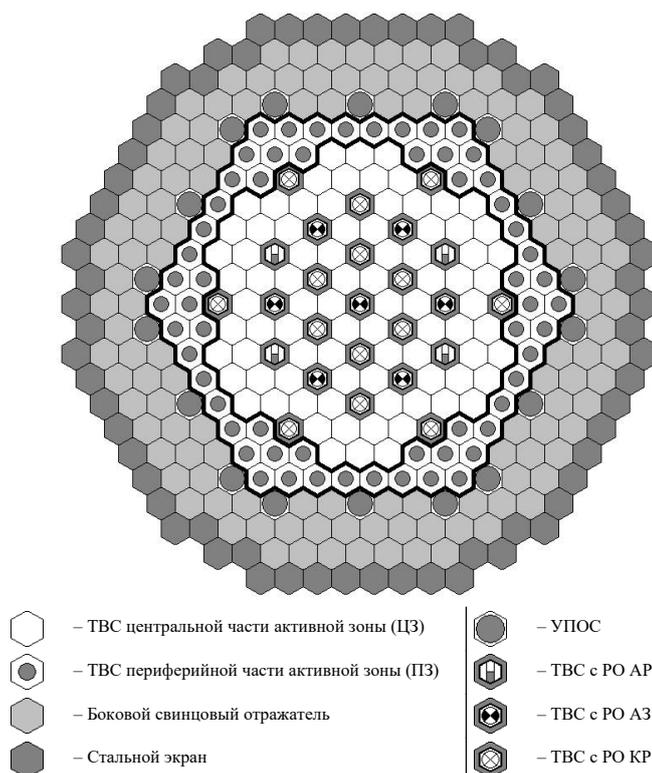


Рисунок 2.18 – Картограмма активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300

Расчетная модель реактора включает в себя: активную зону, боковой и торцевой отражатели, внутриреакторное хранилище ТВС и бетонную защиту.

Активная зона реактора состоит из 169 шестигранных ячеек. Центральная часть активной зоны состоит из 109 шестигранных ячеек, в том числе:

- 84 ячейки с ТВС ЦЗ;
- 7 ячеек ТВС ЦЗ, в которых расположены рабочие органы AZ (РО AZ);
- 4 ячейки ТВС ЦЗ, в которых расположены рабочие органы AP ВСО (РО AP);
- 14 ячеек ТВС ЦЗ, в которых расположены рабочие органы KP ВСО (РО KP).

Периферийная часть активной зоны состоит из 60 шестигранных ячеек ТВС ПЗ.

На границе активной зоны в первом ряду бокового отражателя расположены 18 ячеек с устройствами пассивной обратной связи СПОС. Активная зона окружена блоками бокового отражателя: первые два ряда содержат 144 блока свинцового

отражателя, в состав которых входят 18 СПОС, и третий ряд содержит 66 стальных блоков.

2.8.4 Тестовая модель реактора БНР большой мощности

В системный архив программного комплекса ИСИДА включены тестовые модели БНР большой мощности в трех конфигурациях: гомогенная и гетерогенная модели с МОКС-топливом и гомогенная модель со СНУП топливом.

«Тестовая модель БНР большой мощности имеет гексагональную геометрию с описанием состава ячеек, соответствующего расположенным в них сборкам реактора. Для дифференциации топливных составов, сформированных на начало стационарного цикла, по радиусу а.з. выделено семь видов ячеек. Топливные составы в каждой радиальной зоне одинаковы и усреднены по сборкам, проработавшим разное количество интервалов между перегрузками. В боковой зоне воспроизводства (БЗВ) расположены ТВС первого и второго ряда. Периферийная зона модели ограничена тремя рядамиборок борной защиты» [47].
Схема представлена на рисунке 2.19 [47].

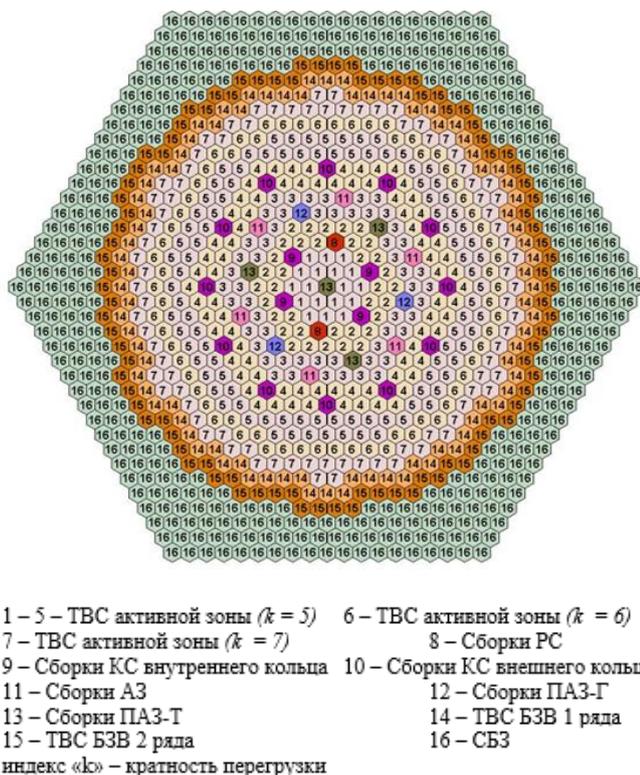


Рисунок 2.19 – Компоновка тестовой модели БНР большой мощности

В тестовой модели приняты следующие размеры, характерные для «горячего» состояния реактора:

- высота активной зоны ~86,2 см;
- шаг расположения гексагональной ячейки в плане ~18,63 см;
- высота нижней торцевой зоны воспроизводства (НТЗВ) ~40,2 см.

Более подробное описание тестовой модели приводится в статье [50].

Тепловая мощность реактора – 2900 МВт. Длительность интервала работы между перегрузками – 330 эфф. сут.

2.9 Оценка константной составляющей погрешности

В ходе формирования функционала ПК ИСИДА по верификации файлов ядерных данных создан системный архив результатов расчетов бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей реакторов. Реализация этой опции обеспечивает уменьшение константной составляющей погрешности при вычислении нейтронно-физических характеристик. Набор макроскопических экспериментов из базы данных условно разделен на четыре группы.

1. Интегральные эксперименты – это эксперименты, описывающие стандартный энергетический спектр (спектр деления U-235), по результатам расчетного анализа которых можно уточнить определенный класс сечений и их корреляционные матрицы.

2. «Чистые» бенчмарк-эксперименты – это хорошо оцененные критические сборки, по оценке результатов которых получают согласованный набор констант с корреляционной матрицей для расчетного предсказания, в основном, критичности. Это эксперименты, выполненные на физических критических стендах (типа БФС) [47].

3. МОСК UP-эксперименты – это эксперименты, которые соответствуют полномасштабной модели реакторной установки [47].

4. Эксплуатационные измерения – это эксперименты, выполненные во время физического пуска реального аппарата, на основании которых можно сделать окончательное заключение о точности расчета НФХ [47].

Для проведения оценки точности предсказания параметра критичности для реакторных установок типа БН с использованием системы ИНДЭКС [51] был отобран набор наиболее информативных экспериментов применительно к расчетному анализу характеристик реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Эти эксперименты были загружены в архив расчетных заданий системы ИНДЭКС для определения погрешностей расчета НФХ реакторов БН-600, БН-800 и БН-К. В таблице 2.10 представлен архив расчетных заданий системы ИНДЭКС, где результаты, вошедшие в архив, отмечены знаком «+».

В структуре системы ИНДЭКС содержится:

- библиотека коэффициентов чувствительности основных рассчитываемых НФХ к различным системам групповых констант и параметрам РУ (LSENS);
- библиотека оцененных интегральных и макроскопических бенчмарк-экспериментов (LEMEX).

В этом разделе все расчеты выполнены относительно параметра критичности с использованием программы TRIGEX.

Таблица 2.10 – Заполнение архива расчетных заданий системы ИНДЭКС

Расчетные модели	Библиотека коэффициентов чувствительностей (LSENS)	Библиотека оцененных экспериментов (LEMEX)
РУ БН-600 (урановое топливо)	+	–
РУ БН-800 (МОКС-топливо)	+	–
Натриевый БР большой мощности (МОКС-топливо с воспроизводящей аксиальной прослойкой)	+	–
БФС-86-1	+	+
Результаты измерений на БН-600	+	+
Результаты измерений на БН-800	+	+

По результатам работы, представленной в главе 2, была проведена оценка константной составляющей погрешности на имеющейся базе данных отобранных экспериментов применительно к трем реакторным установкам: БН-600, БН-800 и БН-К. В таблице 2.11 представлены списки отобранных экспериментов. В таблице 2.12 представлены результаты оцененной константной погрешности.

Таблица 2.11 – Отобранные интегральные и бенчмарк-эксперименты

Модель	Результаты измерений
Интегральные эксперименты на стандартных спектрах	
Спектр деления FS (χ_{U235})	F235; F238; F239; ESCAPE-238; ESCAPE-Fe
«Чистые» бенчмарк-эксперименты	
GODIVA	$k_{эф}$
JEZEBEL	$k_{эф}$
SCHERZO	k_{∞}
«Чистые» бенчмарк-эксперименты	
БФС-38	k_{∞}
БФС-41	k_{∞}
ZPR-6-7	$k_{эф}$
БФС-44	$k_{эф}$
БФС-49-1	$k_{эф}$
БФС-58	$k_{эф}$
ZPPR-2	$k_{эф}$
ZPPR-9	$k_{эф}$
МОСК UP-эксперименты	
БФС-62-1 (модель существующей активной зоны БН-600)	$k_{эф}$
БФС-86-1 (модель активной зоны БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом)	$k_{эф}$
Эксплуатационные измерения	
БН-600	$k_{эф}$
БН-800	$k_{эф}$

В таблице 2.12 приведены результаты расчета вклада в погрешность $k_{эф}$ от неопределенностей в сечениях. Расчеты велись с учетом и без учета интегральных экспериментов. Рассмотрены следующие варианты оценки точности:

- 1) вариант А – без учета интегральных экспериментов;

- 2) вариант Б – только интегральные эксперименты;
- 3) вариант В – интегральные и бенчмарк-эксперименты;
- 4) вариант Г – интегральные, бенчмарк-эксперименты и МОСК UP-эксперименты;
- 5) вариант Д – интегральные, бенчмарк-эксперименты, МОСК UP и эксплуатационные измерения.

Таблица 2.12 – Оцененные вклады в погрешность расчета $k_{эф}$

Вариант учета экс-та	Краткое описание	Константная составляющая погрешности, %		
		БН-600	БН-800	БН-1200
А	Погрешности на уровне микроданных	1,6	1,8	1,8
Б	Спектр деления FS (χ_{U235})	1,2	1,3	1,3
В	GODIVA, JEZEBEL, SCHERZO, БФС-38, БФС-41, БФС-44, БФС-49-1, БФС-58, ZPR-6-7, ZPPR-2, ZPPR-9	0,6	0,7	0,7
Г	БФС-62-1, БФС-86-1	0,4	0,3	0,7
Д	Реальное состояние а.з. БН-600	0,0	0,3	0,7
	Реальное состояние а.з. БН-800	0,0	0,0	0,5

По результатам, представленным в таблице 2.12, можно сделать следующие выводы:

- 1) величина константной составляющей погрешности без учета экспериментов составляет 1,6 % для БН-600; для БН-800 и БН-1200 – 1,8 %;
- 2) учет только интегральных экспериментов приводит к снижению константной составляющей погрешности до ~1,3 % для всех трех реакторов;
- 3) дополнительный учет бенчмарк-экспериментов снижает уровень константной погрешности до ~0,7 %;
- 4) включение в анализ полномасштабных экспериментов, моделирующих активные зоны реакторов БН-600 и БН-800, снижает погрешность до 0,4 % и 0,3 %, соответственно. Константная погрешность для БН-1200 остается на том же уровне – 0,7 %. Это говорит о недостаточной информативности экспериментов БФС-62-1 и БФС-86-1 применительно к активной зоне БН-1200.

Использование в анализе эксплуатационных измерений на реакторах БН-600 и БН-800 сводит к нулю константную составляющую погрешности для этих РУ.

Учет эксплуатационных измерений на БН-800 приводит к уменьшению константной составляющей погрешности активной зоны БН-1200 с 0,7 % до 0,5 %. Предполагается, что учет планируемых экспериментов на критическом стенде БФС снизит эту погрешность до уровня 0,3 %.

2.10 Выводы по материалам главы 2

В ходе формирования функционала ПК ИСИДА по верификации файлов ядерных данных создан системный архив результатов расчетов бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей реакторов и систем на быстрых нейтронах. Реализация этой опции обеспечивает уменьшение постоянной составляющей погрешности при вычислении нейтронно-физических характеристики.

С использованием результатов расчетов экспериментов, помещенных в архив ПК ИСИДА, было показано снижение константной составляющей погрешности применительно к реакторам БН-600, БН-800 и БН-К (МОКС-топливо с аксиальной прослойкой из обедненного урана). Отмечено, что учет эксплуатационных измерений на реакторе БН-800 приводит к уменьшению константной составляющей погрешности активной зоны БН-К с 0,7 % до 0,5 %. Предполагается, что учет планируемых экспериментов на критическом стенде БФС снизит эту погрешность до уровня 0,3 %.

Таким образом, архив результатов расчетов бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей ПК ИСИДА не только обеспечивает надежный функционал для верификации библиотек констант в области НФР реакторов БН-600 и БН-800, но и способствует развитию проблемно-ориентированного константного обеспечения для различных типов ядерных реакторов.

В приложении В приведен состав архива результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей.

ГЛАВА 3 ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА ИСХОДНЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ФОРМИРОВАНИЯ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К РАСЧЕТУ РЕАКТОРОВ БН-600 И БН-800

3.1 Обзор библиотек файлов оцененных ядерных данных

Эффективность и безопасность проектирования и эксплуатации ядерных реакторов и связанных с ними технологий зависят от полноты и точности файлов оцененных ядерных данных. Сформированные на их основе библиотеки расчетных констант содержат данные о нейтронных сечениях, фото-атомных взаимодействиях и другие данные, которые расширяют область применения сформированных на их основе библиотек констант.

На сегодняшний день существует ряд основных библиотек оцененных ядерных данных: ENDF/B – в США; JEFF – в Европе; JENDL – в Японии; российская библиотека групповых констант БНАБ-93.01а и файлы российской библиотеки оцененных нейтронных данных РОСФОНД.

Все они представлены в едином формате ENDF, пригодном для проведения инженерных расчетов по соответствующим кодам и программным комплексам.

3.1.1 Библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B

Библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B создана в США и, на сегодняшний день, является одной из самых часто используемых библиотек в мире. Версии этой библиотеки обновляются и поддерживаются Национальным Центром Ядерных Данных (NNDC).

Основными версиями библиотеки применительно к расчетам ядерных реакторов являются версии ENDF/B-VII.1 и ENDF/B-VIII.0. Библиотека ENDF/B-VIII.0, по сравнению с предыдущими версиями, содержит существенно новые данные для нейтронных реакций основных актинидов и некоторых других нуклидов, влияющих на расчет критичности. Оценки основных топливных и

конструкционных материалов (U-235, U-238, Pu-239, Fe-56, H-1, O-16) были получены из результатов работы международного проекта CIELO. Кроме того, были обновлены нейтронные реакции на актинидах азота, конструкционных материалах, легких ядрах, дозиметрические сечения, данные о рассеянии тепловых нейтронов для моделирования нейтронных взаимодействий на молекулах при низких энергиях.

Последний релиз библиотеки – версия ENDF/B-VIII.1, опубликованная в марте 2024 года. На сегодняшний день Лос-Аламосская национальная лаборатория (LANL) опубликовала и тестирует две бета-версии этой библиотеки. По последним данным, результаты тестовых расчетов показали, что новая библиотека работает намного лучше, чем ENDF/B-VIII.0. Однако было отмечено, что использование данной версии привело к ухудшению точности при расчете некоторых критических бенчмарков, что, вероятно, связано с оценкой резонансных параметров Pu-239. Эксперты координируемой МАГАТЭ Международной сети оценки ядерных данных (INDEN) заявляют о продолжении исследований баланса вкладов оценок спектров деления, кратности быстрых нейтронов деления (nubar) и оценки резонансных параметров для основных топливных нуклидов [52].

3.1.2 Библиотека оцененных ядерных данных JEFF

Библиотека ядерных данных JEFF содержит совместные оценки деления и термоядерного синтеза. JEFF состоит из файлов данных о реакциях на падающих нейтронах, протонах и других частиц, данных о распаде, делении, рассеянии тепловых нейтронов, а также данных об активации и файлов dpa (смещение на атом). Многие данные были заимствованы из TENDL.

Последнее официальное обновление версии было в ноябре 2017 года – релиз версии 3.3.

JEFF-3.3 – библиотека общего назначения, имеет широкую область применения как в атомной энергетике, так и в неэнергетических областях. Основные модификации версий библиотеки были сосредоточены на оценке данных для расчета переноса нейтронов. Эта часть библиотеки используется для

проектирования, сопровождения эксплуатации и расчетного обоснования безопасности реакторных установок и сопутствующих систем, в том числе, отработавшего ядерного топлива во время его хранения и транспортировки.

Разработка библиотеки JEFF и последующие обновления версий диктовались появлением новых потребностей эксплуатационной и научной сфер атомной отрасли. JEFF широко используется для программ разработки реакторов: реактор на быстрых нейтронах ASTRID [53] с повышенной безопасностью для сокращения производства высокоактивных ядерных отходов; бельгийский реактор MYRRHA, продвигающий концепцию систем, управляемых ускорителями; быстрые реакторы со свинцовым и свинцово-висмутовым охлаждением [54]; установки для облучения материалов и технологии ядерного синтеза; реакторы кипящего типа и с водой под давлением. Кроме того, высокой точности расчета переноса нейтронов, прогнозирования остаточного тепловыделения и мощности источника излучения требует анализ безопасности транспортировки, промежуточного хранения и окончательной утилизации отработавшего топлива.

3.1.3 Библиотека оцененных ядерных данных JENDL

Японская серия библиотек оцененных ядерных данных была опубликована совместно Японским Исследовательским Институтом Атомной Энергии (JAERI) и Японским Комитетом Ядерных Данных (JNDC). Каждая библиотека использовалась под отдельную задачу. Первой версией библиотеки общего назначения стала JENDL-3.3, выпущенная в 2002 году. Оценив работу JENDL-3.3, JNDC сделал вывод о том, что существующая версия должна быть дополнена расширенными данными о продуктах деления и минорных актинидах, необходимых для исследований и разработок инновационных реакторов, выгорания и возможности расчета критики активной зоны с МОКС-топливом для существующих легководных реакторов. Помимо прочего, было принято решение о начале работ по созданию собственных бенчмарков для более точной оценки сечений реакций, добавления матриц ковариаций и повышения стандартов

качества всей библиотеки. Проект по созданию четвертой версии библиотеки начался в 2005 году под эгидой Японского Агентства по Атомной энергетике.

При оценке библиотеки ядерных данных JENDL-4.0 большое внимание было уделено продуктам деления и минорным актинидам. Основная часть пакетного файла библиотеки включила в себя нейтронные данные для 406 нуклидов в области энергий от 10^{-5} эВ до 20 МэВ; для 354 нуклидов включены данные о гамма-квантах, необходимые для расчета термализационных параметров. Также для 318 нуклидов были добавлены данные о спектрах излучения нейтронов, необходимые для расчета переноса нейтронов. Для 95 элементов были получены матрицы ковариации для оценки неопределенностей в проектных расчетах. Эти данные были получены на основе экспериментальных данных и специально созданных для этой цели бенчмарков. JENDL-4.0 превосходит предыдущую версию как по качеству данных, так и по их количеству. Официальный выпуск библиотеки оцененных ядерных данных состоялся в 2011 году. Последнее обновление было добавлено в 2016 году.

В 2021 году состоялся официальный релиз версии 5. В JENDL-5 увеличено число нуклидов, содержащих данные о нейтронных реакциях, и расширена область описываемых энергий до 200 МэВ. Ранее выпущенные файлы специального назначения, такие как сечения активации нейтронов и реакции, индуцированные заряженными частицами / фотонами, были включены в JENDL-5 с обновлением данных.

3.1.4 Библиотека файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД

Библиотека РОСФОНД разработана и поддерживается АО «ГНЦ РФ – ФЭИ». В период с 2005 по 2007 год была разработана версия оцененных нейтронных данных – РОСФОНД-2010, включившая в состав описание данных для более 680 нуклидов.

По полноте представленных данных файлы библиотеки РОСФОНД делятся на четыре группы.

1. Для короткоживущих радионуклидов приводятся данные только о нейтронных сечениях.

2. Для долгоживущих и стабильных ядер, кроме сечений, приводятся данные об угловых и энергетических распределениях вторичных нейтронов.

3. Для топливных и конструкционных материалов реакторов, а также для материалов теплоносителей приводятся данные об образовании гамма-квантов в нейтронных реакциях.

4. Четвертую группу образуют конденсированные среды (вода, графит, тяжелая вода, бериллий и окись бериллия, окись урана и другие), для которых приводятся данные о законах рассеяния тепловых нейтронов, для которых длины волн Де-Бройля столь велики, что их рассеяние происходит не на отдельных ядрах, а на целых молекулах или кристаллических структурах.

Нейтронные данные приводятся в энергетическом диапазоне от 10^{-5} эВ до 20 МэВ, то есть охватывают всю область энергий нейтронов в ядерных реакторах любого типа.

Актуальная версия библиотеки РОСФОНД-2.24 содержит современные оценки для 413 основных нейтронных файлов общего назначения (для нуклидов от водорода до фермия):

– топливные материалы (U-235, U-236, U-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241 и другие);

– конструкционные материалы (изотопы Fe, Cr, Ni, Zr и другие);

– материалы теплоносителя (H, D, Al, Na, Mn, Nb, Bi и другие);

– продукты деления (Tc-99, Ru-101, Rh-103 и другие);

– минорные актиниды (изотопы Np, Am, Cm).

Версия библиотеки РОСФОНД-2.24 аккумулировала полный набор данных, необходимых для учета нейтронных и фотонных взаимодействий. Она включает данные библиотеки РОСФОНД-2010 и самые современные оценки основных топливных и конструкционных материалов из результатов работы международного проекта CIELO.

Проект CIELO был создан в рамках работы Агентства по ядерной энергетике (NEA) под эгидой рабочей группы WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation), в которую входили оценщики из 33 стран, включая российских специалистов: В.Г. Проняев (ЧУ «Атомстандарт») и А.В. Игнатюк (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») [55].

Версия библиотеки РОСФОНД-2.24 содержит:

- нейтронные данные (721 файл, включая данные под-библиотек основных нейтронных данных (413 файлов), активационные данные (282 файла), термализационные данные (27 файлов));
- данные о выходах продуктов деления (31 файл);
- фотоатомные данные (100 файлов);
- фотоядерные данные (222 файла);
- данные о реакции радиоактивного распада (3691 файл).

Кроме того, при подготовке релиза последней версии были уточнены данные по сечениям для расчета повреждающих доз конструкционных материалов, константы запаздывающих нейтронов, спектры нейтронов деления, расширена база данных ковариационных матриц погрешностей ядерных констант.

3.2 Подготовка поточечных данных в формате ACE

Формат представления поточечных ядерных данных ACE (A Compact ENDF) используется для хранения данных о ядерных реакциях и взаимодействиях. Он является частью формата ENDF и предназначен для компактного представления ядерных данных, что позволяет эффективно хранить и передавать информацию.

Формат представления поточечных ядерных данных ACE используется в основном в ядерной физике для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов по методу Монте-Карло. Формат ACE применяется в таких программах, как, например MCNP, или MMKS. Подготовка файлов в формате ACE осуществляется с помощью процессингового кода NJOY и пакета программ GRUCON.

3.2.1 Подготовка поточечных данных с помощью NJOY

В программном комплексе ИСИДА реализован функционал для подготовки файлов ядерных данных в формате ACE с помощью процессингового кода NJOY. На рисунке 3.1 показана схема подготовки ACE файлов в программном комплексе ИСИДА с помощью NJOY.

Ранее упоминалось, что NJOY представляет собой набор независимых модулей, которые позволяют формировать задание по заданным необходимым параметрам. Для подготовки поточечных данных в формате ACE с помощью NJOY был сформирован шаблон входного задания, содержащий следующие модули: moder, reconr, broadr, heatr, thermr, purr, acer.

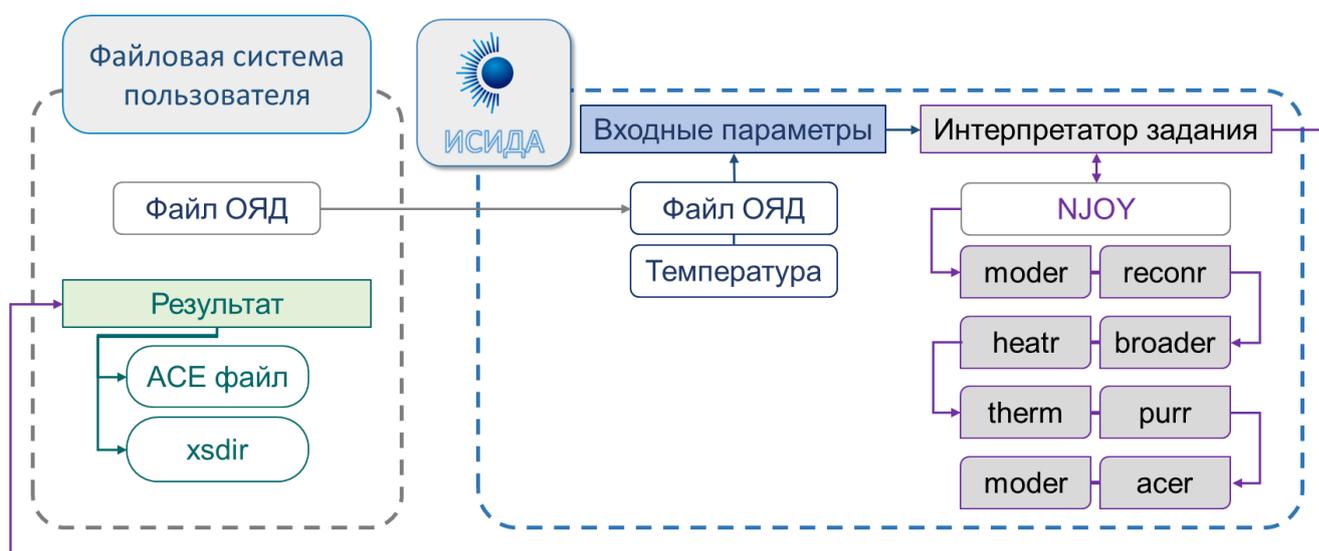


Рисунок 3.1 – Схема подготовки ACE файлов с помощью NJOY

Далее подробно рассмотрим функционал и взаимосвязь используемых модулей.

Модуль MODER используется для преобразования данных из файлов формата ENDF, PENDF и GENDF из двоичного (бинарного) типа в форматированный (ASCII на современных компьютерах), и наоборот. Он также может использоваться для копирования данных из одной логической единицы в другую без изменения типа или для создания новой ленты, содержащей выбранные материалы, из одной или нескольких лент ENDF, PENDF или GENDF. MODER

работает с форматами ENDF, а также с форматами специального назначения, разработанными для NJOY, такими как выходные форматы ACE, GROUPT и другие.

Модуль RECONR используется для восстановления резонансных сечений из параметров резонанса и для восстановления сечений из нелинейных схем ENDF-интерполяции, которые задаются для сечения упругого рассеяния, деления и радиационного захвата. Выходные данные записываются в виде файла PENDF (Pointwise-ENDF) со всеми сечениями на объединенной энергетической сетке, пригодной для линейной интерполяции с заданным допуском. Избыточные реакции (например, полные неупругие реакции, реакции с заряженными частицами) восстанавливаются так, чтобы их сумма была равна сумме их восстановленных и линеаризованных частей при всех энергиях.

Модуль BROADR генерирует для заданного набора температур сечения (заданные в формате PENDF), учитывающие температурное движение ядер, так называемые, доплеровски уширенные сечения. Входные сечения могут быть получены из RECONR или из предыдущего запуска BROADR. Это высокоточный метод, учитывающий все резонансные и нерезонансные сечения, включая многоуровневые эффекты.

Модуль HEATR генерирует поточечные сечения тепловыделения и энергии радиационного повреждения для заданных реакций и добавляет их в существующий файл PENDF. Числа тепловыделений и повреждений могут быть усреднены по группам, нанесены на график или переформатированы для других целей.

Модуль THERMR генерирует поточечные сечения рассеяния и индикатрисы рассеяния нейтронов в области термализации и добавляет их к существующей ленте в формате PENDF (после BROADR или UNRESR).

Модуль PURR позволяет рассчитывать параметры самоэкранировки в области неразрешенных резонансов и представляет их в виде таблиц вероятности. Такой подход позволяет естественным образом учитывать влияние геометрии и состава смеси на самоэкранирование в ходе расчетов по методу Монте-Карло и

обеспечивает оптимальные вариации для итоговых значений. Модуль PURR создает таблицы вероятностей, которые используются при расчете по MCNP для обработки параметров самоэкранирования в области неразрешенного резонанса.

ACER подготавливает библиотеку в ACE формате для программы метода Монте-Карло MCNP. Он позволяет существенно уменьшить количество машинного времени, затраченного на решение физической задачи, путем предоставления пользователю возможности изменения граничных условий диапазона энергий (например, для теплового реактора будут использованы точки энергии от 100 до 200 эВ) и количества расчетных точек (например, разреживание шкалы энергий) с минимальным влиянием на расчетную погрешность. Существует два разных алгоритма прореживания: «пропуск энергии» и «целая фракция». В первом случае код сам удаляет точки, то есть происходит автоматическое удаление двух из каждых трех точек для всех энергий между E_1 и E_2 . Этот алгоритм отработывает довольно «грубо», внося большую расчетную погрешность в конечный результат, из-за чего не рекомендуется к использованию. В случае алгоритма «целая фракция» используется идея сохранения резонансного интеграла. Здесь предусмотрено использование весовых функций « $1/E$ » и «flat». Первая лучше всего подходит для теплового спектра нейтронов, а вторая сохраняет больше точек в области высоких энергий. Пользователь указывает количество расчетных точек для окончательной энергетической сетки, а код, используя эти данные, начинает цикл итераций и вычисление вкладов в полный и резонансный интегралы захвата в каждой точке. В случае, когда оба интеграла равны или малы по отношению в данной точке, эта точка отклоняется и не используется в последующих операциях расчета. Когда энергетический диапазон «просканирован» код сверяет количество выделенных расчетных точек с числом, заданным пользователем. Если условие пользователя не выполнено, код повторяет «сканирование», изменяя шаг проверки энергетической сетки. Когда условие пользователя выполнено ACER «распечатывает» новые и исходные значения резонансного интеграла для некоторых поддиапазонов энергий. Если погрешность проведенной операции превышает допустимую из-за недостаточного количества

расчетных точек, то пользователю придется повторить запуск этого модуля, задавая большее количество точек. В конечном счете, пользователь получает файл в формате ACE, содержащий информацию о непрерывной (поточечной) зависимости сечения от энергии. Подготовленный файл может быть использован в качестве входных констант для расчета критичности по программе метода Монте-Карло.

Для работы таких программ необходимо, чтобы все поперечные сечения обрабатываемого изотопа были заданы в одной энергетической сетке, с возможностью использования линейной интерполяции. В этой связи модули процессингового кода NJOY для подготовки данных используют единую энергетическую разбивку и линейную интерполяцию.

3.2.2 Подготовка поточечных данных с помощью GRUCON

В программный комплекс ИСИДА для подготовки поточечных данных, кроме процессингового кода NJOY, интегрирован пакет программ GRUCON.

В общем случае расчетное задание для GRUCON намного сложнее, чем для NJOY. Оно имеет большее количество расчетных модулей с более узким функционалом и обычно состоит из трех разделов: обязательный – «программа преобразования» и два дополнительных – «локальные параметры» и «управляющие параметры». На рисунке 3.2 показана схема подготовки ACE файлов в программном комплексе ИСИДА с помощью GRUCON.

Алгоритм запуска входного задания для GRUCON, реализованный в ИСИДА, имеет следующий набор процессинговых команд:

1) get_endf.bat – поиск файла ENDF в рабочей директории и его запись в tape20 (файл в формате ENDF, использующийся всеми модулями кода в качестве базового источника ядерных данных);

2) gru2ace.bat – пакетный файл, содержащий список нуклидов, заданных пользователем;

3) `endf_ace.bat` – пакетный файл, содержащий набор команд, реализующих последовательный вызов обработчиков заданных расчетных модулей для списка заданных нуклидов;

4) `grucon.bat` – пакетный файл, содержащий команду запуска программы GRUCON для сформированного входного задания.

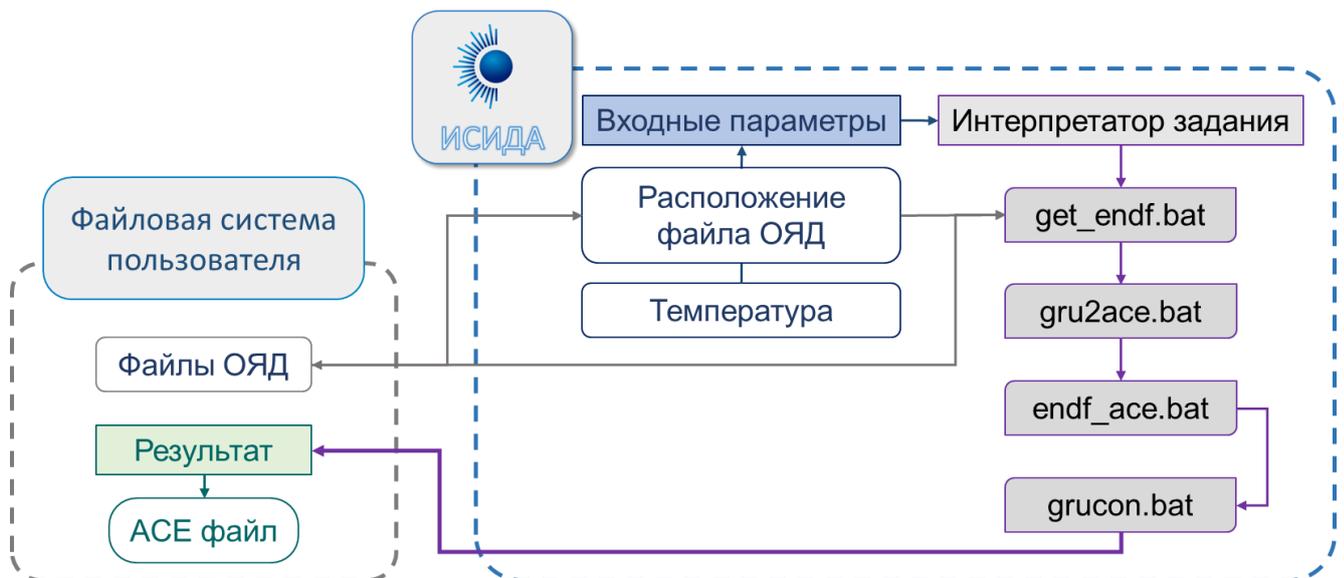


Рисунок 3.2 – Схема подготовки ACE файлов с помощью GRUCON

Основной пакетный файл `endf_ace.bat` содержит следующие элементы:

- ввод локальных параметров (значения заданных температур и их количество);
- ввод управляющих параметров (описание формата ввода данных из `tare20`, вызов заданных функционалов, например, восстановление сечений из резонансных параметров; задание энергетического интервала);
- команды преобразования данных, обеспечивают чтение управляющих параметров, выполняют заданные преобразования и записывают результат в указанный кластер;
- вызов процессинговых команд в зависимости от заданных локальных и управляющих параметров для описываемой процедуры;
- вызов служебных команд для копирования кластерных данных или слияния данных.

3.2.3 Кросс-верификация функциональных модулей программного комплекса ИСИДА для подготовки АСЕ файлов

С целью проверки качества интерпретации входных заданий для подготовки АСЕ файлов в программном комплексе ИСИДА были проведены кросс-верификационные расчеты бенчмарк-моделей урановых и плутониевых систем с жестким спектром (КМС и РС) по коду MCNP5. АСЕ данные были подготовлены на основе файлов РОСФОНД-2.24 для U-235, U-238, Pu-239, Pu-240 и Pu-241. В таблицах 3.1 и 3.2 представлены результаты расчета критичности бенчмарк-моделей по файлам, подготовленным с помощью NJOY и GRUCON.

На рисунках 3.3, 3.4 показаны графики расхождения расчетных значений критичности, полученных при расчете по NJOY и GRUCON, для бенчмарк-моделей КМС и РС, соответственно.

Таблица 3.1 – Результаты расчета критичности КМС

Название эксперимента	E	dE	NJOY (N)	GRUCON (G)	Отклонение (N-G)
GODIVA	1,0000	0,0010	1,0001	1,0001	0,00
FLATTOP-25	1,0000	0,0030	1,0009	1,0009	0,00
BIG TEN	1,0049	0,0008	1,0040	1,0040	0,00
ZEBRA 8B	1,0000	0,0023	0,9989	0,9991	-0,02
JEZEBEL	1,0000	0,0011	0,9997	0,9999	-0,02
FLATTOP-Pu	1,0000	0,0030	0,9996	0,9996	0,00
SCHERZO 5.56	1,0000	0,0020	0,9976	0,9973	0,02

Таблица 3.2 – Результаты расчета критичности РС

Название эксперимента	E	dE	NJOY (N)	GRUCON (G)	Отклонение (N-G)
1	2	3	4	5	6
ZPR-3-6F	0,9956	0,0015	0,9975	0,9979	-0,04
ZPR-3-11	0,9974	0,0016	0,9964	0,9961	0,03
ZPR-3-12	0,9978	0,0015	0,9984	0,9988	-0,04
ZPR-3-48	0,9829	0,0012	0,9847	0,9848	-0,01
ZPR-3-48B	0,9827	0,0012	0,9848	0,9850	-0,01
ZPR-3-56B	0,9929	0,0015	0,9959	0,9961	-0,02
ZPR-9-31	0,9913	0,0023	0,9905	0,9906	-0,01

Продолжение таблицы 3.2

1	2	3	4	5	6
ZPPR-2	0,9889	0,0021	0,9915	0,9916	0,00
ZPR-3-54	0,9638	0,0027	0,9695	0,9695	0,00
ZPR-3-53	0,9757	0,0023	0,9798	0,9799	-0,01
ZPR-6-6A	0,9939	0,0023	0,9930	0,9933	-0,03
ZPR-6-7	0,9866	0,0023	0,9871	0,9868	0,03

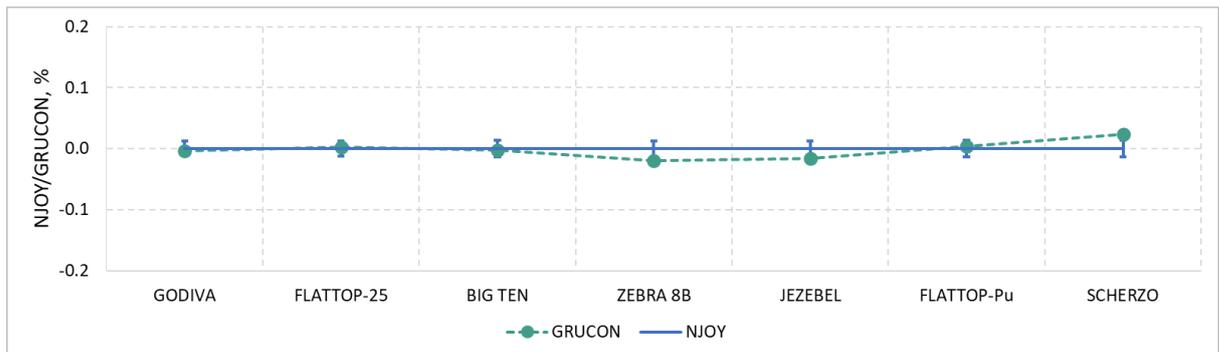


Рисунок 3.3 – Расхождение значений критичности для КМС

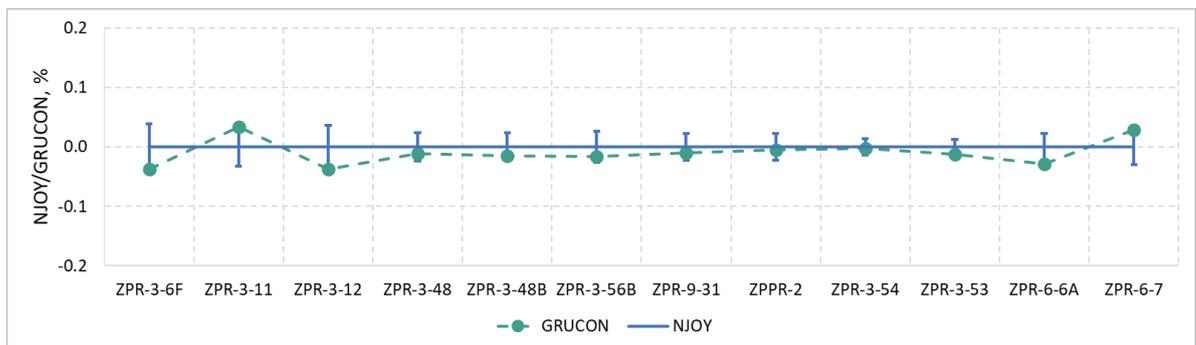


Рисунок 3.4 – Расхождение значений критичности для РС

Из представленных в таблицах 3.1 и 3.2 данных видно, что для компактных металлических сборок (КМС) расхождения значений критичности не превышают 0,02 %; для реакторных систем (РС), как для урановых, так и для плутониевых систем расхождение результатов не превышает 0,06 %.

Сравнение результатов расчетов критичности на основе ACE файлов, подготовленных по программам NJOY и GRUCON, показало отклонение результатов, не превышающее 0,1 %.

На основе этих данных был сделан вывод о том, что хорошее согласие между расчетами с использованием ACE данных для систем с жестким спектром практически не зависит от программы переработки. Следовательно интерпретатор входных заданий не нарушает алгоритмов работы интегрированных программ NJOY и GRUCON и не вносит дополнительную погрешность в методологическую составляющую.

3.3 Кросс-верификация библиотек констант в формате ACE

С целью обоснования выбора исходных файлов ядерных данных для формирования новых библиотек групповых констант для задачи расчетного сопровождения реакторов БН-600 и БН-800, были взяты файлы библиотек, описанных выше, а также файлы РОСФОНД-2010 и РОСФОНД-2.24. С помощью программного комплекса ИСИДА они были переведены в ACE формат и верифицированы на наборе бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей в рабочей среде «Верификация».

Сравнение полученных значений $k_{эф}$ было проведено для:

- 1) бенчмарк-экспериментов с высоким обогащением по урану и плутонию, так называемых, бомб;
- 2) бенчмарк-экспериментов с активными зонами с ураном и плутонием с k_{∞} близким к единице;
- 3) сборок ZPR и ZPPR с различными видами топлива;
- 4) сборок KBR;
- 5) экспериментальных сборок БФС;
- 6) тестовых моделей энергетических реакторов.

На рисунках 3.5 – 3.10 показано расчетно-экспериментальное отклонение полученных значений $k_{эф}$ для заданного списка бенчмарков и библиотек ядерных данных.

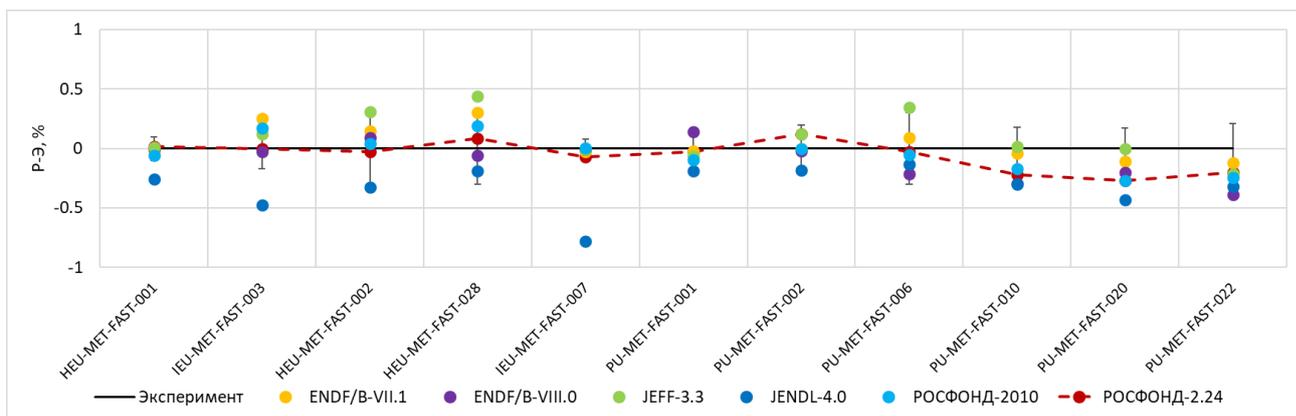


Рисунок 3.5 – Расчетно-экспериментальное отклонение $k_{эф}$ (бомбы)

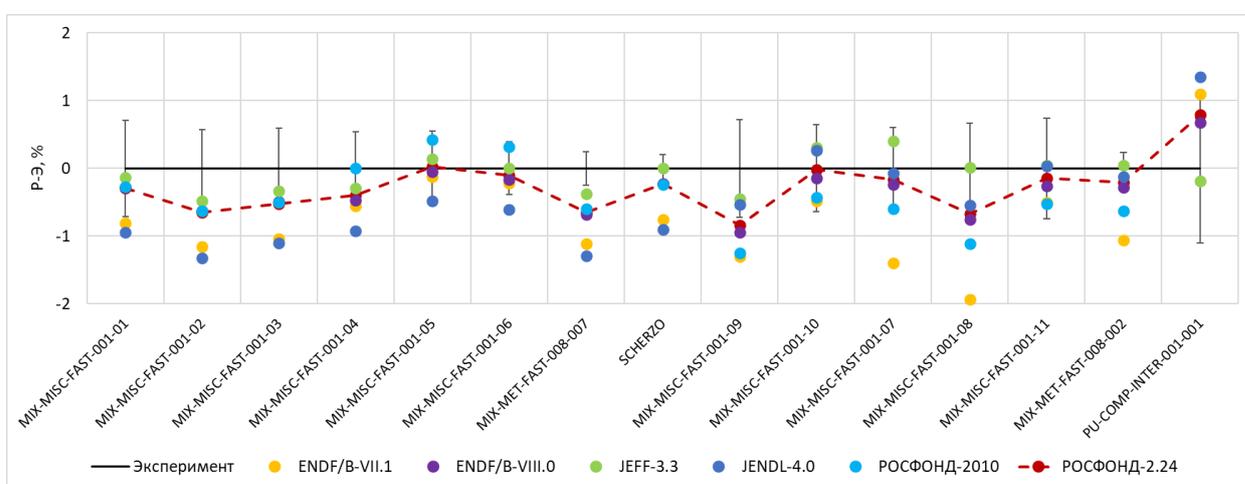


Рисунок 3.6 – Расчетно-экспериментальное отклонение для экспериментов с k_{∞} близким к единице

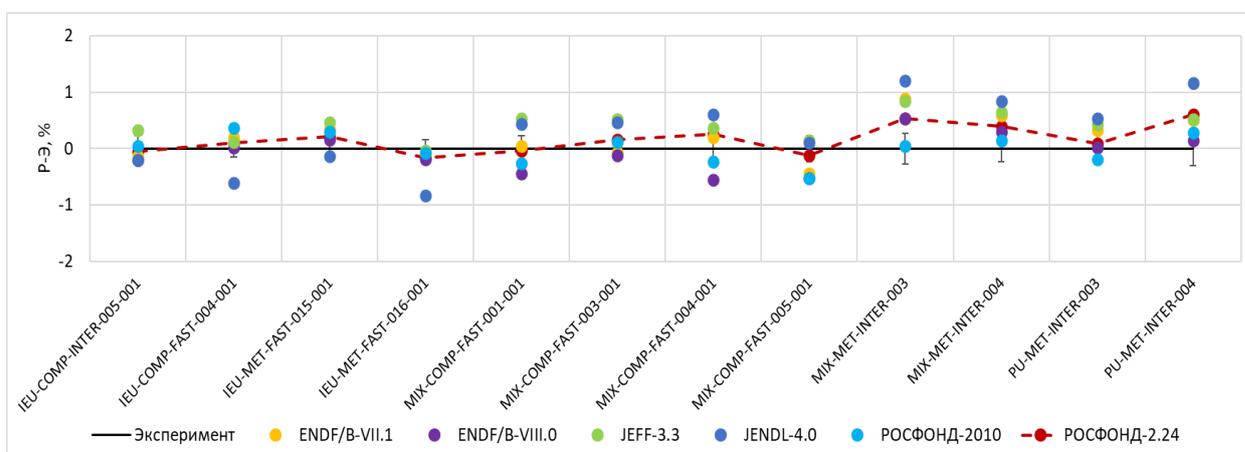


Рисунок 3.7 – Расчетно-экспериментальное отклонение $k_{эф}$ для сборок ZPR (топливо – UO_2 , МОКС)

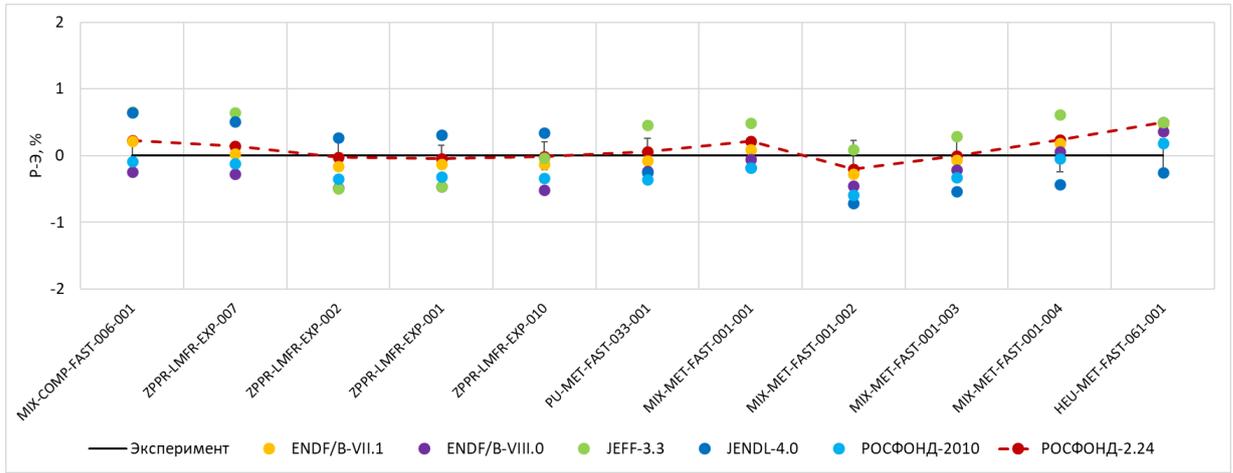


Рисунок 3.8 – Расчетно-экспериментальное отклонение $k_{эф}$ для сборок ZPPR (топливо – Pu, МОКС)

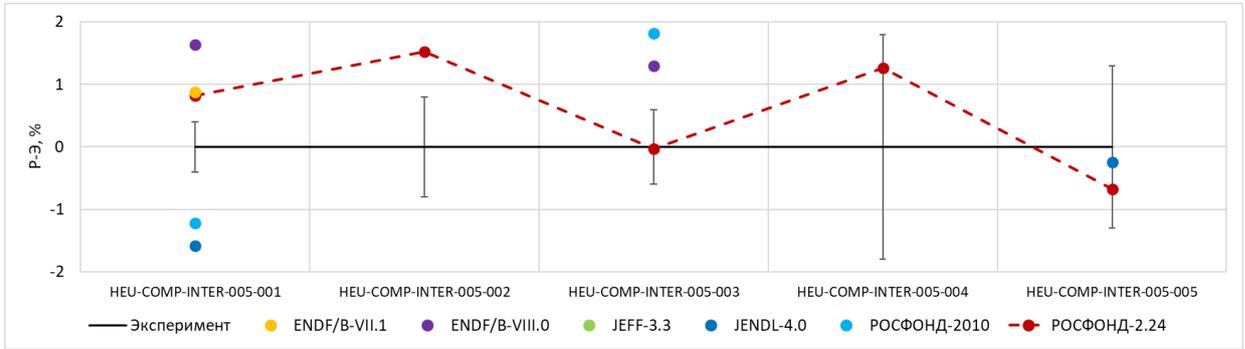


Рисунок 3.9 – Расчетно-экспериментальное отклонение $k_{эф}$ для сборок KBR

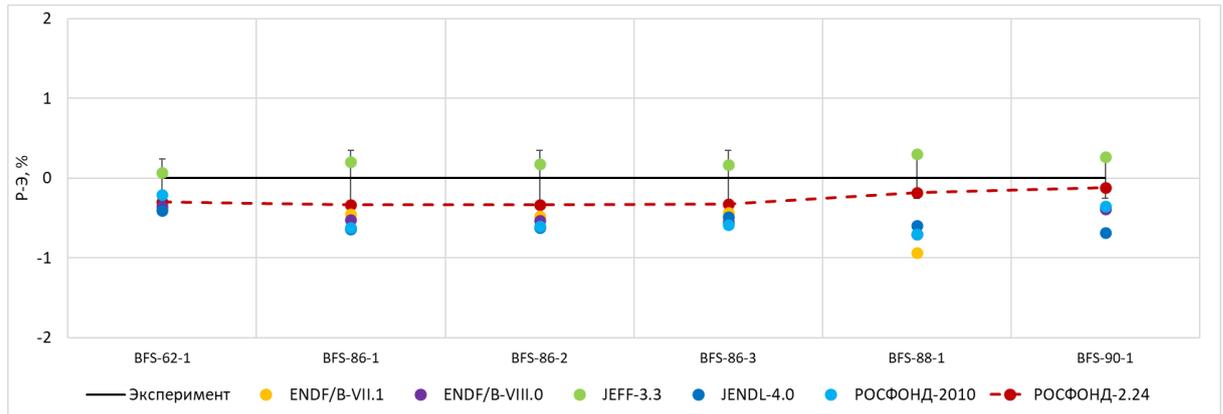


Рисунок 3.10 – Расчетно-экспериментальное отклонение $k_{эф}$ для сборок БФС с натриевым теплоносителем

По результатам верификации библиотек оцененных ядерных данных для групп бенчмарк-экспериментов, показанных на рисунках 3.3 – 3.8, в таблице 3.3 приведены результаты оценки среднего отклонения и значения дисперсии.

Таблица 3.3 – Среднее отклонение и дисперсия для набора библиотек и групп экспериментов

Группа	Параметр	Библиотека					
		ENDF/B-VII.1	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-4.0	РОСФОНД-2010	РОСФОНД-2.24
Эксп-ты с высоким обогащением по U/Pu	Ср. откл.	0,05	-0,04	0,11	-0,30	-0,04	-0,04
	Дисперсия	0,05	0,04	0,09	0,07	0,05	0,05
U/Pu эксп-ты с k_{∞}	Ср. откл.	-0,63	-0,21	0,06	-0,35	-0,03	-0,16
	Дисперсия	0,66	0,34	0,39	0,66	1,41	0,34
Сборки ZPR	Ср. откл.	0,19	-0,07	0,40	0,30	0,00	0,17
	Дисперсия	0,12	0,10	0,05	0,38	0,07	0,06
Сборки ZPPR	Ср. откл.	0,03	-0,20	0,33	0,05	-0,19	0,11
	Дисперсия	0,04	0,06	0,18	0,20	0,04	0,03
Сборки БФС	Ср. откл.	-0,51	-0,51	0,20	-0,57	-0,51	-0,26
	Дисперсия	0,04	0,01	0,01	0,03	0,01	0,01
Сборки KBR	Ср. откл.	2,12	2,40	2,80	2,54	2,83	0,58
	Дисперсия	40,35	34,70	28,24	32,93	14,88	0,68

По результатам верификации библиотек оцененных ядерных данных на наборе бенчмарк-экспериментов из базы данных программного комплекса ИСИДА лучше всего согласуются с экспериментальными данными:

– результаты расчета критичности экспериментов с высоким обогащением по урану и плутонию, полученные по библиотекам ENDF/B-VIII.0 ($-0,04 \pm 0,04$), РОСФОНД-2010 ($-0,04 \pm 0,05$) и РОСФОНД-2.24 ($-0,04 \pm 0,05$);

– результаты расчета критичности экспериментов с активными зонами с ураном и плутонием с k_{∞} близким к единице, полученные по библиотекам JEFF-3.3 ($0,06 \pm 0,39$) и РОСФОНД-2.24 ($-0,16 \pm 0,34$);

– результаты расчета критичности сборок ZPR с урановым и МОКС-топливом, полученные по библиотекам ENDF/B-VIII.0 ($-0,07 \pm 0,10$), РОСФОНД-2010 ($0,00 \pm 0,07$) и РОСФОНД-2.24 ($0,17 \pm 0,06$);

– результаты расчета критичности сборок ZPPR с плутониевым и МОКС-топливом, полученные по библиотекам ENDF/B-VII.1 ($0,03 \pm 0,04$), и РОСФОНД-2.24 ($0,11 \pm 0,03$);

– результаты расчета критичности сборок БФС, полученные по библиотеке JEFF-3.3 ($0,20 \pm 0,01$) РОСФОНД-2.24 ($-0,26 \pm 0,01$);

– результаты расчета критичности сборок КВР, полученные по библиотеке РОСФОНД-2.24 ($0,58 \pm 0,68$).

На рисунках 3.11, 3.12 показано изменение величины критичности по отношению к 76 микрокампании и 8 микрокампании, полученное при расчете моделей активных зон реакторов БН-600, БН-800, соответственно.

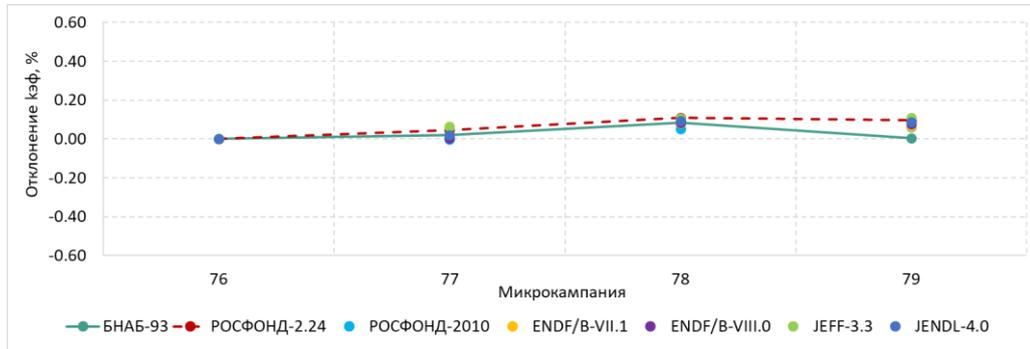


Рисунок 3.11 – Изменение значения $k_{эф}$ по отношению к 76 микрокампании реактора БН-600

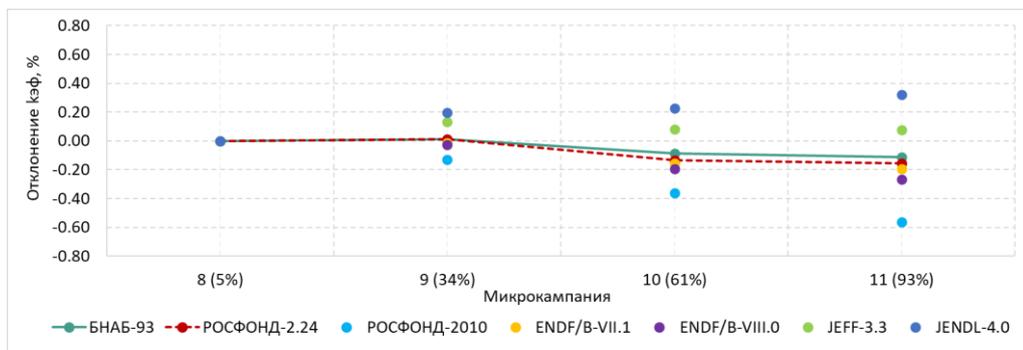


Рисунок 3.12 – Изменение значения $k_{эф}$ по отношению к 8 микрокампании реактора БН-800

По результатам расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов БН-600 и БН-800 можно сделать следующие выводы:

– расчетное значение величины критичности для модели реактора БН-600 ведет себя стабильно при переходе от одной микрокампании к другой при использовании всех отобранных библиотек констант;

– результаты расчетов для БН-800 с использованием библиотек констант РОСФОНД-2010 и JENDL-4.0 показали тренд к уменьшению / увеличению величины критичности с загрузкой в активную зону МОКС топлива. Разброс в величине критичности по этим библиотекам констант достигает 1,0 %;

– наилучшим образом критичность при переходе на МОКС-топливо активной зоны реактора БН-800 описывают результаты расчетов, полученные с использованием библиотеки констант РОСФОНД-2.24, которая также не противоречит проектной библиотеке БНАБ-93.01а.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что при оценке различных групп критических экспериментов и тестовых моделей реакторов на быстрых нейтронах наиболее стабильный результат оценки эффективного коэффициента размножения показывают результаты, полученные при расчете по файлам библиотеки РОСФОНД-2.24.

3.4 Выводы по материалам главы 3

В ПК ИСИДА реализована возможность подготовки поточечных данных в формате ACE с помощью процессингового кода NJOY и пакета программ GRUCON.

Сравнение результатов расчетов критичности на основе ACE файлов, подготовленных по программам NJOY и GRUCON, показало отклонение результатов, не превышающее статистическую погрешность расчетов.

Для обоснования выбора файлов оцененных ядерных данных с целью создания новой версии библиотеки групповых констант, с помощью NJOY были

подготовлены ACE файлы на основе библиотек ENDF/B-VII, ENDF/B-VIII, JEFF-3.3, JENDL-4.0, РОСФОНД-2010 и РОСФОНД-2.24.

По результатам верификации на наборе бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей реакторов из базы данных программного комплекса ИСИДА сделаны следующие выводы:

1. Наилучшие совпадения с экспериментальными данными были получены для библиотек ENDF/B-VIII.0 и РОСФОНД-2.24, особенно в расчетах критичности для экспериментов с высоким обогащением по урану и плутонию.

2. Расчетное значение величины критичности для а.з. реактора БН-600 ведет себя стабильно при переходе от одной микрокампании к другой при использовании всех отобранных библиотек констант.

3. Наилучшим образом критичность при переходе на МОКС-топливо реактора БН-800 описывают результаты расчетов, полученные с использованием библиотеки констант РОСФОНД-2.24.

4. Расчетные значения величины критичности по библиотеке констант РОСФОНД-2.24 не противоречат проектной библиотеке БНАБ-93.01а при расчете моделей реакторов БН-600 и БН-800.

Важно отметить, что библиотека РОСФОНД-2.24 продемонстрировала стабильные результаты для всех отобранных типов тестов. Поэтому, для формирования новой версии библиотеки групповых констант и последующего ее внедрения в практику расчетов реакторов БН-600 и БН-800 рекомендовано использовать файлы оцененных нейтронных данных РОСФОНД-2.24.

ГЛАВА 4 АДАПТАЦИЯ И ВНЕДРЕНИЕ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ БНАБ-РФ22 В ПРАКТИКУ РАСЧЕТОВ РЕАКТОРОВ БН-600 И БН-800

4.1 Разработка программы подготовки констант для проведения нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800

4.1.1 Описание создания CROSSER

Современные компьютерные технологии открывают широкие возможности для проведения сложных расчетов реакторных установок. Эти расчеты основываются на математических моделях, которые учитывают множество физических зон и параметров, что позволяет более точно прогнозировать поведение реакторов в различных условиях.

В последние годы особенно актуальной становится задача оптимизации временных затрат на выполнение различных расчетных задач. Это связано с необходимостью повышения эффективности работы, сокращения времени на анализ данных и принятие решений. В том числе это явление коснулось работ по подготовке групповых констант для проведения инженерных (групповых) расчетов при сопровождении эксплуатации и расчетного обоснования безопасности при проведении динамических расчетов тяжелых аварий.

Модуль подготовки констант CROSSER стал решением задачи по созданию ускоренного (с точки зрения быстродействия) и универсального (с точки зрения потребления данных) модуля подготовки констант для инженерных расчетов реакторов на быстрых нейтронах.

Программный модуль CROSSER разработан в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» коллективом авторов: Кощеев В.Н., Тормышев И.В., Мишин В.А., Перегудов А.А., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю., Якунин А.А. [23].

При создании новой версии программы подготовки макроконстант за основу была взята программа CONSYST версии 0601 с константами БНАБ-93.01а, получившая название CROSSER (сокр. от «CROSs Sections for EngeneerRing»). Эта модернизация решила ряд необходимых задач.

1. Подготовка групповых и мультигрупповых констант. CROSSER используется для подготовки констант в 26 и 299 групповом энергетическом спектре. Входные и выходные форматы данных модуля подготовки констант CROSSER остались такими же, как и в программе CONSYST, что облегчило верификацию нового модуля и его внедрение в расчетные программы, в которых традиционно использовался CONSYST.

2. Разработка формата с увеличенной точностью представления данных. Базовым форматом библиотеки констант для программы CONSYST является формат БНАБ-93, в котором используется фиксированный формат записи сечений реакций с малым числом значащих цифр. В некоторых практических расчетных случаях требуется более точное знание сечений, чем оно представлено в формате БНАБ-93. Поэтому возникла необходимость разработки формата хранения констант с повышенной точностью представления данных (формат «с плавающей точкой» – E12.5) без принципиальных изменений методологии формата БНАБ-93. В этом формате на данный момент представлены, как данные библиотеки БНАБ-93.01а (источник данных – библиотека оцененных ядерных данных ФОНД-2.2), так и данные новой библиотеки групповых констант, сформированной на основе файлов библиотеки РОСФОНД. Формат новых библиотек получил название БНАБ-93Е.

Основными отличиями CROSSER от его предшественника CONSYST являются:

1) сокращено время расчета макросечений (при выдаче результатов в двоичный файл) примерно в 7 раз.

2) внесено изменение в закон интерполяции факторов резонансной самоэкранировки от температуры (корневая зависимость была изменена на логарифмическую);

3) в модуле CROSSER наряду с традиционным заданием спектра деления может быть использован матричный спектр нейтронов деления в формате БНАБ-93Е.

На основе результатов, приведенных в статье [23] был сделан вывод о том, что расчеты критичности и величина коэффициента Допплера для модели бесконечной среды по разным библиотекам констант с привлечением разных программ подготовки констант согласуются друг с другом.

На рисунке 4.1 представлена схема подготовки констант с помощью программ CROSSER и CONSYST. Стрелками серого цвета обозначен традиционный процесс подготовки констант через программу CONSYST с использованием библиотеки БНАБ-93.01а. Стрелками голубого цвета обозначен процесс подготовки констант с помощью CROSSER с использованием библиотеки БНАБ-93.01а в формате БНАБ-93Е. Стрелками синего цвета обозначен процесс подготовки констант с помощью CROSSER с использованием библиотеки БНАБ-РФ22, сформированной на основе библиотеки РОСФОНД-2.24.

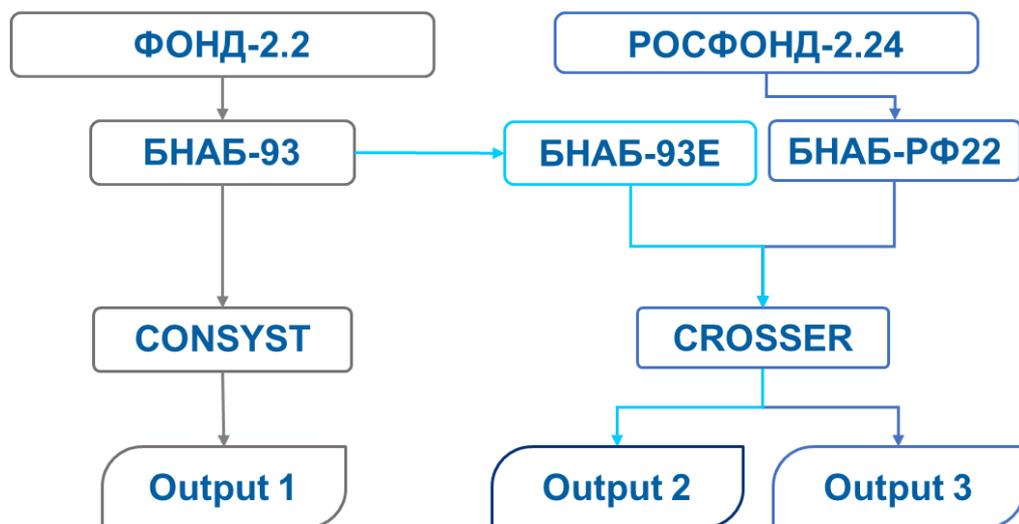


Рисунок 4.1 – Схема подготовки констант для расчетов реакторов

В процессе верификации программы CROSSER подтверждено согласие подготовленных констант «Output1» и «Output2» [23].

На данный момент CROSSER активно используется для подготовки макроконстант при проведении инженерных расчетов по сопровождению эксплуатации действующих энергетических реакторов на быстрых нейтронах по кодам: BNcode, COREMELT3D [56], ModExSys [57].

Таким образом, была получена быстродействующая инженерная программа подготовки макроконстант CROSSER для расчетов реакторных установок на быстрых нейтронах, способная использовать 28-групповые и 299-групповые константы как в формате БНАБ-93, так и в формате БНАБ-93Е.

4.1.2 Описание формирования библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22

Формирование новой версии библиотеки групповых констант на основе файлов нейтронных данных библиотеки РОСФОНД-2.24 позволит решить задачу по согласованию расчетного сопровождения реакторов БН-600 и БН-800 по кодам эксплуатирующей организации (расчет в диффузионном приближении) и кодам научного руководителя проекта (детальный расчет по методу Монте-Карло) по следующим критериям:

- соответствие поточечных файлов и новой библиотеки групповых констант (сформированных на базе одной библиотеки ОЯД) обеспечит возможность проведения нейтронно-физических расчетов по единой константной базе;

- сохранение идеологии формата БНАБ-93 упростит внедрение новой версии библиотеки групповых констант в практику расчетного сопровождения реакторов БН-600 и БН-800;

- сохранение точности проектной библиотеки БНАБ-93.01а при расчете нейтронно-физических параметров активной зоны реакторов БН-600 и БН-800 по ПК ГЕФЕСТ-М как с урановой, так и со смешанной уран-плутониевой загрузкой.

Данные новой библиотеки констант должны быть представлены в формате БНАБ-93Е, который по наполнению аналогичен формату БНАБ-93, но по представлению данных отличается от последнего представлением данных с большим числом значащих чисел.

В базовой версии CONSYST данные о самоэкранировке сечений и их доплеровских приращениях согласно формату БНАБ-93 (секций 4 (304), 5 (305)) считываются в целочисленные массивы и, в дальнейшем, при преобразовании их в вещественные массивы, делятся на 1000. В модифицированной версии формата БНАБ-93Е для этих данных используется формат с плавающей точкой. Поэтому

чение данных производится в переменные вещественного типа непосредственно и введенные значения не делятся на 1000. Таким образом, убираются лишние операции и повышается точность представления числа.

Процесс формирования новой групповой библиотеки нейтронных данных в формате БНАБ-93Е с повышенной точностью был разделен на несколько этапов:

- составление списка нуклидов из файлов библиотеки РОСФОНД-2.24, необходимых для расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов на быстрых нейтронах и обоснования безопасности;
- подготовка основных нейтронных сечений для 28 и 299 энергетических групп в формате GENDF с помощью NJOY;
- подготовка факторов самоэкранировки и коэффициентов Доплера для той же групповой разбивки в формате GENDF с помощью NJOY;
- формирование библиотеки групповых констант в формате БНАБ-93Е;
- перевод библиотеки в бинарный вид.

Для формирования новой версии библиотеки групповых констант был использован программный комплекс ИСИДА. Алгоритм обработки файлов нейтронных данных показан на рисунке 4.2.

С использованием ПК ИСИДА был задан список файлов нейтронных данных отобранных нуклидов. Для получения ядерных данных в групповом формате в программном комплексе ИСИДА реализован алгоритм автоматического создания входного задания. Шаблон задания для NJOY включает в себя следующие модули: MODER, RECONR, BROADR, PURR / UNRESR, GROUPE. Все, представленные модули, за исключением GROUPE, были описаны ранее в главе 1.

Модуль GROUPE используется для расчета матриц межгрупповых переходов и групповых сечений. В модуле предусмотрены возможности расчета многогрупповых сечений для произвольной групповой структуры и свертка как со стандартным спектром, так и со спектром, задаваемым пользователем. В шаблоне ПК ИСИДА предусмотрена подготовка файлов в 28 и 299-групповом энергетическом спектре. Модуль GROUPE подготавливает файлы в формате GENDF (Groupwise Evaluated Nuclear Data File).

После обработки файлов программой NJOY было сформировано два типа файлов – для групповой (GENDF (28)) и мультигрупповой (GENDF (299)) разбивки. Для обработки этих данных использовался комплекс программных модулей для получения из формата GENDF основных групповых сечений в формате таблиц БНАБ-93Е (см. рисунок 4.2).

Обработка нейтронных данных для формирования таблиц групповых констант заключается в получении двух наборов данных в формате GENDF:

1) первый набор – данные, представленные в групповом энергетическом разбиении (28 и 299 групп) для бесконечного сечения разбавления;

2) второй набор – данные по заблокированным сечениям резонансных реакций (реакции полного сечения взаимодействия, упругого рассеяния, полного сечения деления и радиационного захвата) для 29 сечений разбавления данного нуклида в среде.

Эти наборы данных последовательно обрабатываются программными модулями ПК ИСИДА для формирования таблиц, содержащих следующие сведения:

1) основные групповые константы, характеризующиеся идентификаторами:
 – MF = 1 / 301, MT = 0 (основные групповые константы);
 – MF = 2 / 302, MT = -1 : 9 (матрицы групповых переходов неупруго рассеянных нейтронов);
 – MF = 3 / 303, MT = 0, 1 (матрицы групповых переходов угловых моментов упругого рассеяния нейтронов).

2) таблицы факторов резонансной самоэкранировки для реакций деления, поглощения и захвата, характеризующиеся идентификаторами MF = 4 / 304, MT = 1, 2, 18 и 102;

3) таблицы коэффициентов Допплера для реакций деления, поглощения и захвата, характеризующиеся идентификаторами MF = 5 / 305, MT = 1, 2, 18 и 102;

4) при условии содержания в наборе делящегося изотопа, набор данных обрабатывается модулем получения матричного спектра деления,

характеризующегося идентификатором MF = 518, MT = 0 (только для файлов в 299-групповом разбиении).

Файлы готовились при температурах 300 К, 900 К, 2100 К в приближении быстрого спектра. Затем выходные файлы были объединены по групповому признаку и переведены в бинарный тип хранения данных.

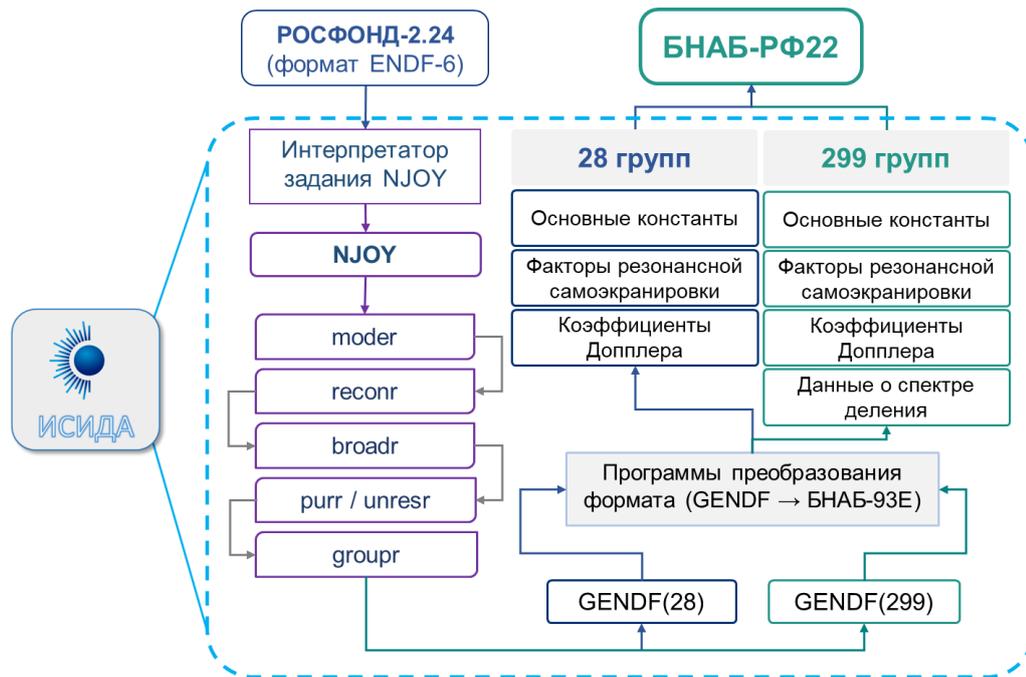


Рисунок 4.2 – Схема процесса подготовки групповых констант

Объем данных содержит таблицы MF = 1 (301), 2 (302), 3 (303), 4 (304), 5 (305), 518.

Таблицы MF = 5 (305) приведены для основных топливных и реакторных нуклидов, вклады от которых в величину эффекта Допплера являются определяющими.

Таблицы MF = 9 и 15, которые содержат описание функционалов нейтронных полей и данные по запаздывающим нейтронам, были обновлены на основе данных библиотеки РОСФОНД-2.24. Файлы данных 15 секции представлены для восьми групп запаздывающих нейтронов, а не для шести, как это было сделано в библиотеке БНАБ-93.01а. В таблице Г3 (см. приложение Г) приведено описание состава данных по запаздывающим нейтронам.

Данные для природных смесей получены для 39 конструкционных материалов, используемых при расчете РУ БН-600 и РУ БН-800. Процесс получения констант для природных смесей основан на расчете поточечных данных каждого стабильного изотопа [58].

Процесс сворачивания нейтронных данных стабильных изотопов в микроконстанты для естественной смеси имеет две составляющие.

На первом этапе выполняется свертка данных, обладающих свойством аддитивности: к таковым относятся сечения взаимодействия и их энерго-угловые зависимости.

На втором этапе выполняется свертка данных, которые свойством аддитивности не обладают: к таковым относятся данные о резонансной самоэкранировке сечений, так называемые факторы Бондаренко или факторы самоэкранировки.

Для кумулятивных осколков деления FP35, FP39 предполагается изотропное рассеяние нейтронов, поэтому таблицы MF = 3 (303) не приводятся (согласно методике формата БНАБ-93). Если такие данные необходимо учитывать в расчетах, то следует использовать «легкий» $fp1$ и «тяжелый» fpH осколки от деления U-235 или Pu-239.

На основе списка отобранных нуклидов из библиотеки нейтронных данных РОСФОНД-2.24 была сформирована и переведена в бинарный вид новая версия библиотеки групповых констант, получившая название БНАБ-РФ22. Сведения о составе библиотеки приведены в таблицах Г1–Г3 в приложении Г.

4.2 Внедрение библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 в практику расчетов реакторов БН-600 и БН-800

Одной из ключевых задач сопровождения эксплуатации реакторов БН-600 и БН-800 является прогнозирование и оценка погрешностей их нейтронно-физических характеристик с учетом топливного состава загрузки, в том числе:

урановой и полной загрузки МОКС-топливом. При этом необходимо обеспечить уровень точности, сопоставимый с точностью проектной библиотеки БНАБ-93.01а. Для достижения этой цели в данном разделе работы были выполнены расчеты нейтронно-физических характеристик с использованием новой библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22. Результаты расчетов были сопоставлены как с данными, полученными по БНАБ-93.01а, так и с результатами измерений.

Проведены верификационные расчеты по библиотекам констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22. В результате: библиотека групповых констант БНАБ-РФ22 показала точность предсказания нейтронно-физических параметров, сопоставимую с точностью БНАБ-93.01а и, как следствие, внедрена в программы сопровождения эксплуатации реакторов БН-600 и БН-800: TRIGEX и ММК (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ») и ПК ГЕФЕСТ-М (Белоярская АЭС) – получен Акт № 224/2.2-34/365 от 23.12.2024.

Верификационные расчеты проводились для реальных состояний активных зон РУ БН-600 и РУ БН-800, взятых из архива вычислительного комплекса по расчетному сопровождению BNcode:

- 76 микрокампания реактора БН-600 (урановое топливо);
- 8-11 микрокампаний реактора БН-800 (переход на полную загрузку МОКС-топливом).

Расчеты проводились по кодам ММК и TRIGEX для основных нейтронно-физических характеристик:

- параметр критичности (в том числе, оценка методической составляющей погрешности);
- запас реактивности;
- темп потери реактивности;
- температурный и мощностной эффекты реактивности;
- эффективность одиночных стержней СУЗ;
- эффективная доля запаздывающих нейтронов;
- энерговыделение.

4.2.1 Исследование параметра критичности

В данном разделе приводятся результаты расчета параметра критичности и оценка его методической составляющей погрешности для РУ БН-600 и РУ БН-800. Расчет был проведен с использованием текущей библиотеки констант БНАБ-93.01а и созданной в рамках данной работы библиотеки БНАБ-РФ22.

Расчет величины критичности ($k_{эф}$) по программе ММКК выполнен в P_5 -приближении в 299 группах для гомогенной и гетерогенной тестовых моделей. Расчет по программе ММКС выполнялся с использованием файлов библиотеки РОСФОНД-2.24 в непрерывно энергетическом приближении. Статистическая погрешность в $k_{эф}$ при расчетах по программам ММКК и ММКС составляла 10^{-4} .

На рисунке 4.3 и в таблице 4.1 и представлены результаты расчета $k_{эф}$ по программе ММКК с использованием трех библиотек констант: БНАБ-93.01а, БНАБ-РФ10 (на основе РОСФОНД-2010) и БНАБ-РФ22 (на основе РОСФОНД-2.24). Расчет выполнен в 299 группах в гетерогенном приближении (гетерогенно выделены твэлы в ТВС и ПЭЛы в стержнях СУЗ).

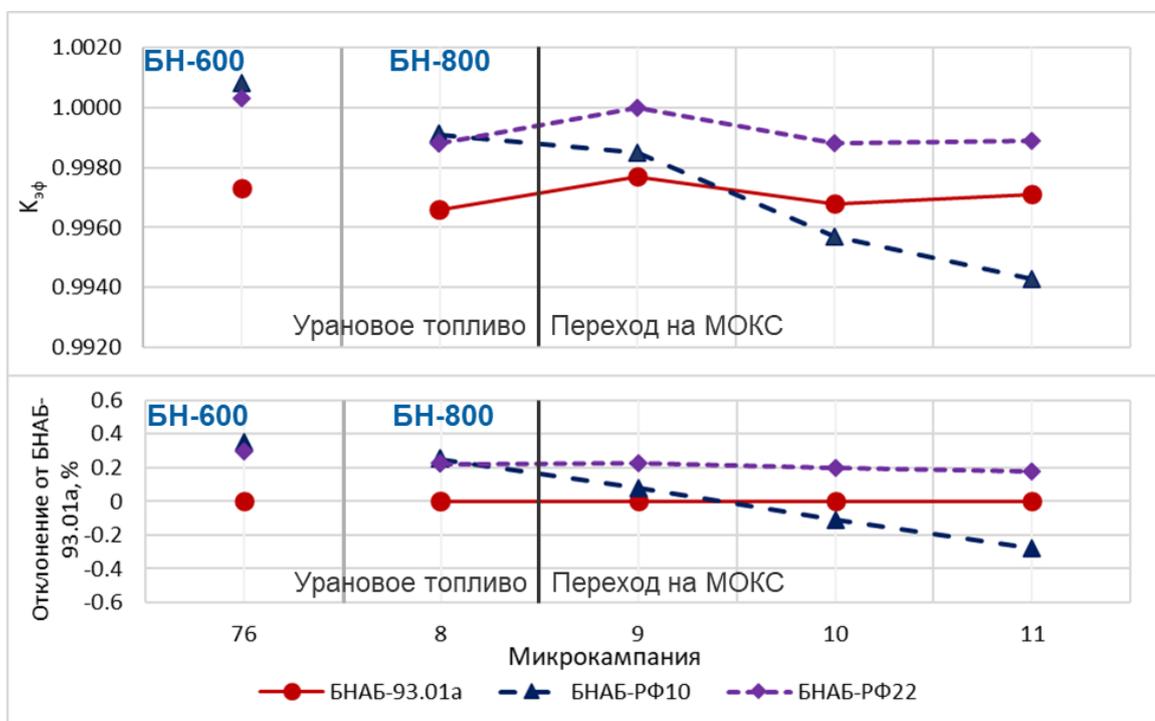


Рисунок 4.3 – Результаты расчета $k_{эф}$ реакторов БН-600, БН-800 и отклонение от БНАБ-93.01а

Таблица 4.1 – Результат расчета $k_{эф}$

Библиотека констант	Критичность				
	БН-600 76 МК	БН-800 8 МК	БН-800 9 МК	БН-800 10 МК	БН-800 11 МК
БНАБ-93.01а	0,9973	0,9966	0,9977	0,9968	0,9971
БНАБ-РФ10	1,0008	0,9991	0,9985	0,9957	0,9943
БНАБ-РФ22	1,0003	0,9988	1,0000	0,9988	0,9989
Отклонение от БНАБ-93.01а, %					
БНАБ-РФ	0,35	0,25	0,08	-0,11	-0,28
БНАБ-РФ22	0,30	0,22	0,23	0,20	0,18

Исходя из результатов, представленных в таблице 4.1, можно сделать следующие выводы:

1) для РУ БН-600 использование как библиотеки констант БНАБ-РФ10, так и библиотеки констант БНАБ-РФ22 приводит к увеличению параметра критичности на $\sim 0,3\%$. В этом случае расхождение с критическим состоянием реактора уменьшается с $-0,3\%$ до $+0,1\%$;

2) для РУ БН-800 использование библиотеки констант БНАБ-РФ10 приводит к уменьшению параметра критичности на $-0,5\%$ по мере увеличения доли МОКС топлива в составе активной зоны. При использовании современной версии библиотеки констант БНАБ-РФ22 данный тренд не наблюдается, как и для проектной библиотеки БНАБ-93.01а;

3) использование в расчетах библиотеки констант БНАБ-РФ22 приводит к уменьшению расхождения с критическим состоянием реактора до $-0,1\%$ (для БНАБ-93.01а расхождение составляет $-0,3\%$);

4) результаты, полученные с использованием библиотек констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22, не противоречат друг другу.

В таблице 4.2 приведены значения методических поправок к расчету по диффузионному коду TRIGEX для РУ БН-600 и РУ БН-800.

Таблица 4.2 – Результаты расчета методических поправок к $k_{эф}$

№ МК	Библиотека констант	Программа				
		TRIGEX		ММКК / ММКС		
		Энергетические группы				
		26	26	299	299	Детальный ход
		Метод / опция				
		6 точек	1 точка, %	Транспортная поправка, %	Гетерогенная поправка, %	Поправка 299-гр. расчета, %
РУ БН-600						
76	БНАБ-93.01a	0,9893	0,7	0,5	0,3	–
	БНАБ-РФ22	0,9923	0,7	0,5	0,3	0,2
РУ БН-800						
8	БНАБ-93.01a	0,9820	1,2	0,7	0,7	–
	БНАБ-РФ22	0,9842	1,2	0,7	0,7	0,2
9	БНАБ-93.01a	0,9825	1,2	0,7	0,8	–
	БНАБ-РФ22	0,9848	1,2	0,7	0,8	0,2
10	БНАБ-93.01a	0,9807	1,2	0,7	0,9	–
	БНАБ-РФ22	0,9828	1,2	0,7	0,9	0,2
11	БНАБ-93.01a	0,9821	1,3	0,7	0,8	–
	БНАБ-РФ22	0,9841	1,3	0,7	0,8	0,2

Исходя из результатов, приведенных в таблице 4.2, можно сделать следующие выводы о методических поправках к диффузионному расчету:

1) кинетическая поправка диффузионного расчета совместно с поправкой на 299 групповой расчет составила около +0,5 % для РУ БН-600 и +0,7 % для РУ БН-800;

2) гетерогенная поправка составила +0,3 % для РУ БН-600 и +0,9 % для РУ БН-800;

3) поправка на 299 групповой расчет составила +0,2 % для РУ БН-600 и РУ БН-800;

4) полная методическая поправка диффузионного расчета составила +1,0 % для РУ БН-600 и +1,8 % для РУ БН-800.

По результатам расчетных исследований стоит отметить следующее:

- 1) согласованность вносимых поправок как для проектной библиотеки констант БНАБ-93.01а, так и для новой версии библиотеки констант БНАБ-РФ22;
- 2) несущественное изменение методической поправки диффузионного расчета при переходе на МОКС-топливо;
- 3) с использованием библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 удалось оценить поправку, связанную с 299 групповым расчетом, которая составила 0,2 % как для БН-600, так и для БН-800. Ранее, при использовании библиотеки БНАБ-93.01а, такой возможности не было, ввиду отсутствия преемственности файлов оцененных нейтронных данных и используемых групповых констант;
- 4) использование в диффузионном расчете решения с одной точкой на кассету приводит к уменьшению методической поправки с +1,0 % до +0,3 % для РУ БН-600 и с +1,8 % до +0,5 % для РУ БН-800. Рекомендуется в программах, реализующих диффузионный метод, при расчете активных зон РУ БН-600 и РУ БН-800 использовать опцию 1 точка на кассету.

4.2.2 Исследование запаса реактивности

Расчет запаса реактивности проводился с использованием программы ММКК. Запас реактивности был рассчитан на начало микрокампаний для «холодного» состояния реактора путем перемещения стержней СУЗ из критического состояния в положение «верхний концевик». Статистическая погрешность составляла 10^{-4} .

В таблице 4.3 приведены результаты расчета запаса реактивности на начало микрокампаний.

На рисунке 4.4 показан график полученных расчетных значений и расчетно-экспериментальных отклонений максимального запаса реактивности для 76 микрокампаний реактора БН-600 и с 8 по 11 микрокампанию реактора БН-800.

Таблица 4.3 – Расчет запаса реактивности в начале микрокампании

Параметры данных	Максимальный запас реактивности, % $\Delta k/k$				
	БН-600 76 МК	БН-800 8 МК	БН-800 9 МК	БН-800 10 МК	БН-800 11 МК
Эксперимент	3,78	5,08	5,20	5,04	5,16
БНАБ-93.01а	3,63	4,70	4,95	5,08	4,88
БНАБ-РФ22	3,70	4,78	5,04	5,17	4,95
Отклонение от эксперимента, % $\Delta k/k$					
БНАБ-93.01а	-0,15	-0,38	-0,25	0,04	-0,28
БНАБ-РФ22	0,07	0,08	0,09	0,09	0,07

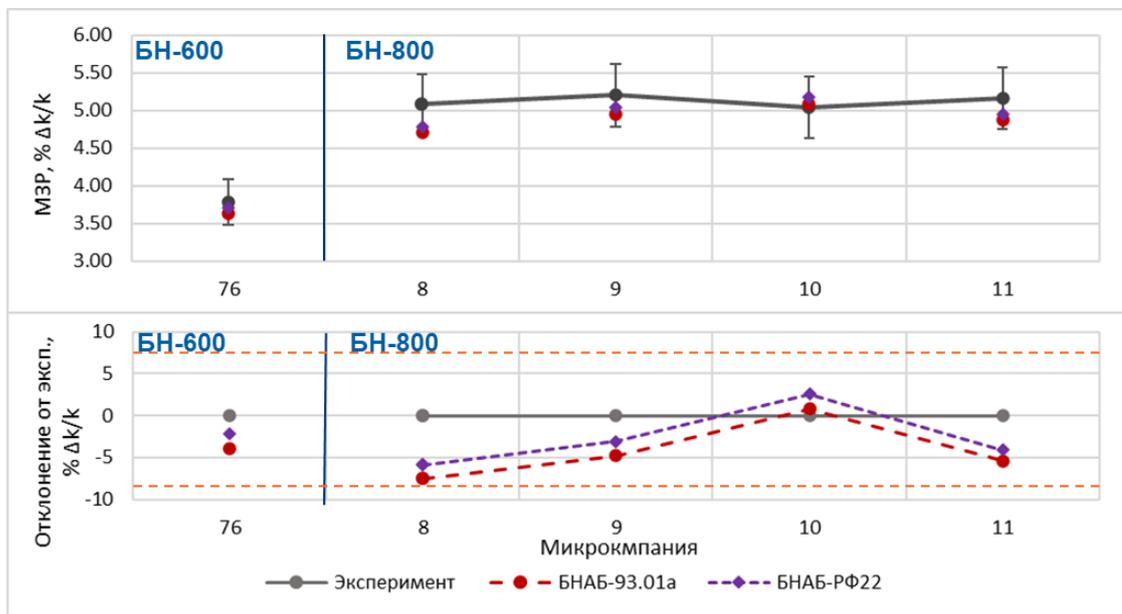


Рисунок 4.4 – Результаты расчета запаса реактивности реакторов БН-600, БН-800

Как видно по данным таблицы 4.4 и рисунку 4.4, результаты, полученные с использованием библиотек констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22, не противоречат друг другу как для РУ БН-600, так и для РУ БН-800. Отклонение от измеренных величин (эксперимента) лежит в выделенном диапазоне отклонений $\pm 8\%$.

4.2.3 Исследование эффективности стержней СУЗ

В таблицах 4.4 – 4.7 приведены расчетно-экспериментальные расхождения в значениях эффективности одиночных стержней РО СУЗ, полученные по библиотекам БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22 с 8 по 11 микрокампанию для БН-800.

Таблица 4.4 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений значений эффективности одиночных РО СУЗ на начало 8 микрокампании

Стержень РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождение значений эффективности стержней РО СУЗ, %			
		БНАБ-93.01а		БНАБ-РФ22	
А3 1	59,54	-2,02	-1,79	-0,93	0,35
А3 2	56,70	2,10		4,82	
А3 3	59,63	1,08		4,65	
А3 4	59,12	0,66		2,50	
А3 5	59,30	-3,22		-0,61	
А3 6	61,49	-5,93		-1,48	
А3 7	59,27	-4,13		-2,78	
А3 8	58,65	-1,35		-1,00	
А3 9	60,92	-3,31		-2,01	
ПА3 1	64,34	-2,37	-5,64	-2,08	-3,91
ПА3 2	66,11	-6,37		-5,63	
ПА3 3	65,49	-8,19		-4,02	
КС 1	68,44	-6,66	-6,28	-1,81	-4,26
КС 2	68,51	-9,18		-8,03	
КС 3	67,16	-1,54		-0,84	
КС 4	66,21	-4,89		-2,81	
КС 5	80,74	-6,16		-6,73	
КС 6	76,82	-7,82		-6,08	
КС 7	81,98	-10,50		-7,58	
КС 8	79,65	-12,58		-9,58	
КС 9	81,42	-9,88		-6,77	
КС 10	77,75	-8,74		-5,09	
КС 11	81,55	-7,08		-7,64	
КС 12	78,57	-5,50		-3,62	
КС 13	78,79	-4,43		-4,07	
КС 14	74,38	-2,22		2,18	
КС 15	78,96	-2,38		-1,65	
КС 16	72,51	-0,93		1,95	
РС 1	36,12	3,62	-1,77	8,94	3,30
РС 2	37,24	-7,15		-2,34	

Таблица 4.5 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений значений эффективности одиночных РО СУЗ на начало 9 микрокампании

Стержень РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождение значений эффективности стержней РО СУЗ, %			
		БНАБ-93.01а		БНАБ-РФ22	
A3 1	67,26	-2,86	-0,36	-0,88	1,75
A3 2	66,55	-2,68		-1,76	
A3 3	65,47	0,89		4,02	
A3 4	66,19	3,02		5,29	
A3 5	62,79	5,99		7,81	
A3 6	65,47	-3,31		0,92	
A3 7	61,18	3,47		4,48	
A3 8	68,69	-5,98		-3,77	
A3 9	69,41	-1,76		-0,37	
ПА3 1	76,57	-5,50	-5,30	-6,61	-4,10
ПА3 2	73,35	-6,73		-3,46	
ПА3 3	67,62	-3,66		-2,22	
КС 1	75,31	-4,41	-5,35	-0,54	-3,79
КС 2	76,21	-4,35		-3,12	
КС 3	73,52	-2,36		-5,21	
КС 4	74,24	-4,26		-3,95	
КС 5	95,35	-6,70		-3,33	
КС 6	94,81	-7,87		-5,80	
КС 7	98,75	-13,37		-11,56	
КС 8	95,89	-7,23		-5,76	
КС 9	96,96	-5,47		-4,20	
КС 10	95,35	-6,72		-2,80	
КС 11	89,45	-3,41		-4,22	
КС 12	87,48	-3,49		-3,29	
КС 13	83,72	2,76		4,47	
КС 14	88,37	-5,50		-0,82	
КС 15	90,34	-5,60		-4,62	
КС 16	94,81	-7,55		-5,87	
РС 1	42,75	1,28	2,14	2,93	6,14
РС 2	42,22	3,01		9,35	

Таблица 4.6 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений значений эффективности одиночных РО СУЗ на начало 10 микрокампании

Стержень РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождение значений эффективности стержней РО СУЗ, %			
		БНАБ-93.01а		БНАБ-РФ22	
А3 1	82,03	-4,49	2,96	-1,15	4,10
А3 2	73,44	3,97		7,42	
А3 3	76,11	2,95		5,66	
А3 4	77,19	4,34		5,61	
А3 5	73,93	6,54		3,16	
А3 6	75,22	6,19		10,99	
А3 7	75,13	4,88		3,85	
А3 8	79,08	2,42		1,17	
А3 9	85,09	-0,14		0,22	
ПА3 1	87,49	-6,42	-5,95	-3,81	-4,92
ПА3 2	87,32	-3,73		-3,86	
ПА3 3	87,27	-7,71		-7,09	
КС 1	93,56	-7,53	-7,79	-5,10	-6,10
КС 2	90,49	-9,25		-4,80	
КС 3	89,37	-7,86		-6,28	
КС 4	88,95	-3,24		-2,15	
КС 5	127,53	-15,36		-14,33	
КС 6	107,67	-3,10		-0,85	
КС 7	109,00	-0,86		-1,27	
КС 8	104,21	0,76		1,60	
КС 9	108,31	0,81		3,02	
КС 10	104,58	-4,43		-0,01	
КС 11	113,36	-12,00		-10,81	
КС 12	108,81	-12,53		-9,67	
КС 13	117,60	-11,38		-12,29	
КС 14	112,16	-11,41		-10,79	
КС 15	117,60	-14,57		-12,49	
КС 16	118,52	-12,64		-11,33	
РС 1	52,52	-3,17	-0,94	0,18	0,94
РС 2	51,94	1,28		1,70	

Таблица 4.7 – Результаты расчетно-экспериментальных расхождений значений эффективности одиночных РО СУЗ на начало 11 микрокампании

Стержень РО СУЗ	Эксп., центы	Расхождение значений эффективности стержней РО СУЗ, %			
		БНАБ-93.01а		БНАБ-РФ22	
А3 1	91,77	5,91	7,84	7,64	8,54
А3 2	89,56	5,41		5,35	
А3 3	87,63	7,03		5,71	
А3 4	90,04	7,00		8,15	
А3 5	81,39	12,92		13,55	
А3 6	87,54	12,60		15,04	
А3 7	79,07	15,16		17,20	
А3 8	91,69	7,52		6,23	
А3 9	105,30	-2,96		-2,00	
ПА3 1	103,89	-0,02	-0,46	-2,49	0,64
ПА3 2	102,53	1,85		2,57	
ПА3 3	97,28	-3,21		1,85	
КС 1	106,49	-1,18	-2,84	-1,77	-1,77
КС 2	105,22	-1,30		0,46	
КС 3	100,49	6,38		6,84	
КС 4	104,35	2,18		3,95	
КС 5	138,33	-12,45		-10,76	
КС 6	131,14	-5,94		-2,48	
КС 7	136,12	-7,35		-5,44	
КС 8	131,81	-1,62		0,56	
КС 9	122,30	3,74		2,02	
КС 10	127,22	-2,43		-2,77	
КС 11	119,88	-1,98		1,13	
КС 12	124,53	-2,94		-2,83	
КС 13	125,87	-5,54		-4,55	
КС 14	131,64	-5,86		-5,35	
КС 15	128,41	-2,86		-2,56	
КС 16	133,15	-6,31		-4,76	
РС 1	64,31	2,73	5,39	4,52	6,78
РС 2	60,63	8,05		9,03	

На рисунках 4.5 – 4.8 представлены усредненные по группам стержней СУЗ значения расчетно-экспериментальных отклонений. На каждом рисунке выделен коридор $\pm 10\%$, который проведен по максимально наблюдаемым расхождениям усредненных значений с экспериментом.

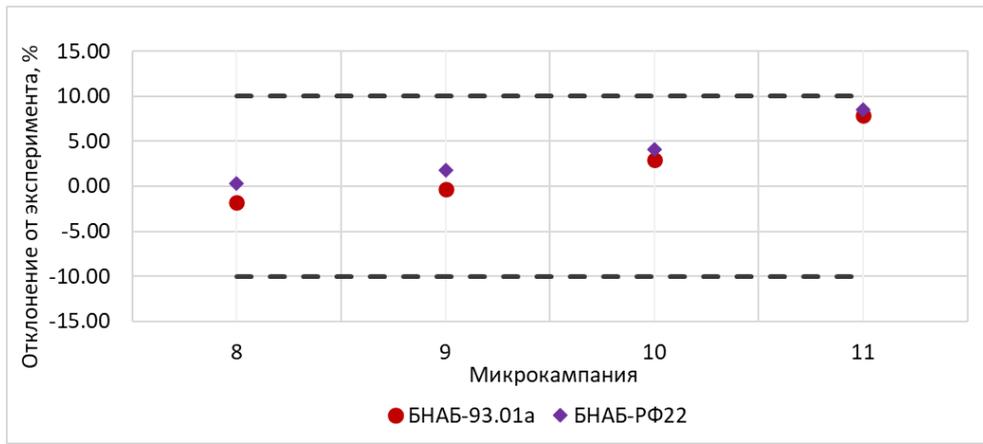


Рисунок 4.5 – Средние значения расчетно-экспериментальных отклонений эффективности стержней АЗ

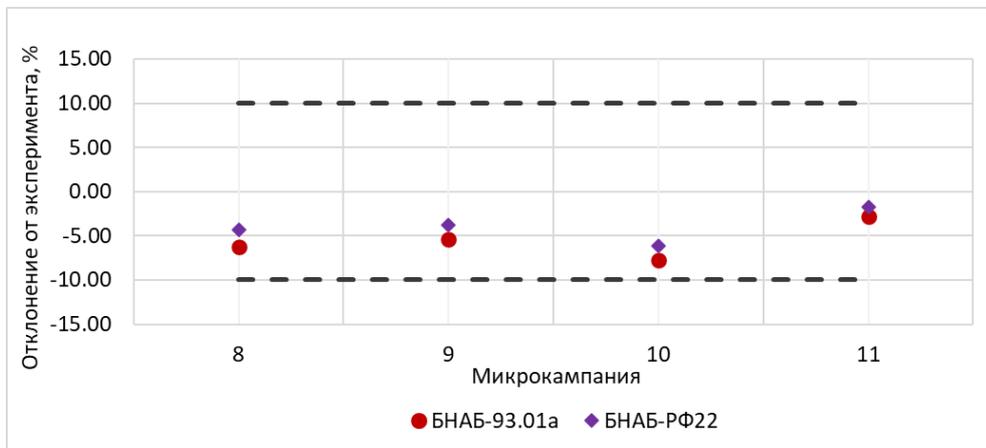


Рисунок 4.6 – Средние значения расчетно-экспериментальных отклонений эффективности стержней КС

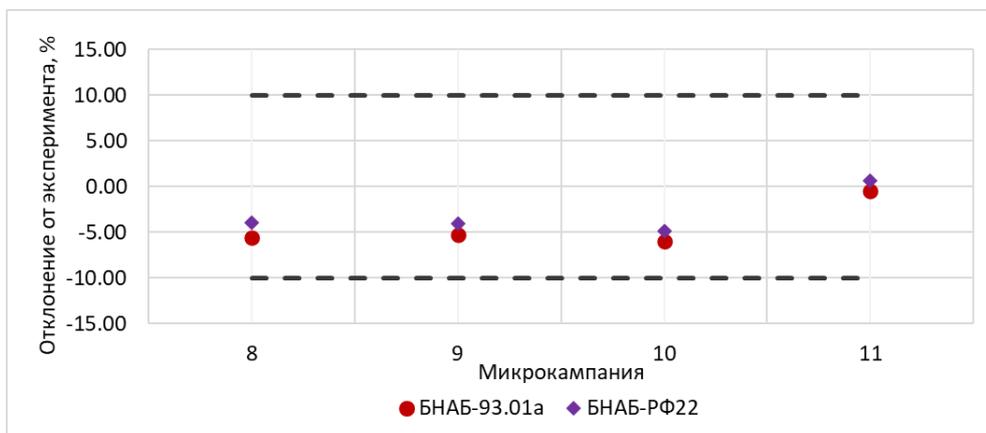


Рисунок 4.7 – Средние значения расчетно-экспериментальных отклонений эффективности стержней ПАЗ

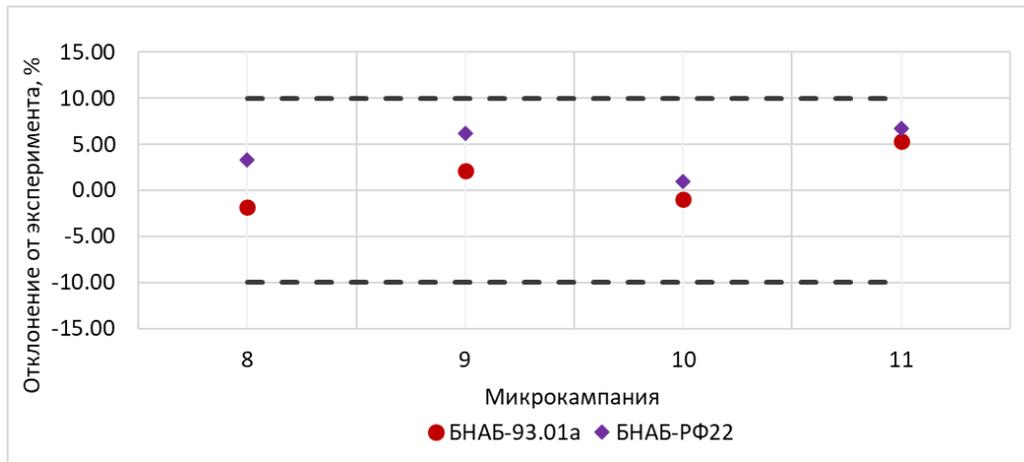


Рисунок 4.8 – Средние значения расчетно-экспериментальных отклонений эффективности стержней РС

Исходя из результатов расчетов, показанных ранее в таблицах 4.4 – 4.7 и на рисунках 4.5 – 4.8, можно сделать вывод о том, что максимальные отклонения средних по группе значений эффективности стержней КС от эксперимента не превышают 5 %. Средний разброс расчетных результатов составляет 4 % $\Delta k/k$.

Стоит отметить, что расчетно-экспериментальные отклонения по другим группам СУЗ (АЗ / ПАЗ и РС) также находятся в выделенном экспериментальном коридоре ± 10 %.

Результаты расчета эффективности стержней РО СУЗ для РУ БН-600 с использованием библиотек констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22 согласуются между собой.

В таблице 4.8 приведены значения методических поправок к расчету по диффузионному коду TRIGEX при определении эффективности РО СУЗ. Расчет проведен для 76 МК РУ БН-600 и для 8 и 11 МК РУ БН-800.

Эффективность стержней определялась на основе значений $k_{эф}$, полученных при расчете относительно исходного состояния – все стержни СУЗ извлечены из активной зоны (положение ВК). Таким образом, были определены значения $k_{эф}$ для состояний:

- все РО СУЗ извлечены из активной зоны (СУЗ ВК);
- все РО СУЗ погружены в активную зону (СУЗ НК);
- только КС и РС погружены в активную зону (КС+РС НК).

Исходя из полученных значений $k_{эф}$ были определены эффективность РО СУЗ и эффективность группы КС + РС. Расчет эффективности ($\rho_{СУЗ}$) производился по формуле (4.1):

$$\rho_{СУЗ} = 100 \cdot \frac{k_0 - k_i}{k_0 \cdot k_i}, \% \Delta k/k \quad (4.1)$$

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).

В скобках указано отклонение от результатов, полученных по программе TRIGEX.

Таблица 4.8 – Методические поправки при определении эффективности РО СУЗ

Состояние	TRIGEX	ММКС	
	6 точек	Гомогенный	Гетерогенный
1	2	3	4
76 микрокампания РУ БН-600			
СУЗ ВК	1,0382	1,0441	1,0444
СУЗ НК	0,9173	0,9233	0,9320
КС+РС НК	0,9512	0,9566	0,9622
Эффективность РО СУЗ, % $\Delta k/k$	12,69	12,53 (-1%)	11,55 (-9%)
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	8,81	8,77 (-0,4%)	8,19 (-7%)
8 микрокампания РУ БН-800			
СУЗ ВК	1,0419	1,0498	1,0493
СУЗ НК	0,9354	0,9429	0,9505
КС+РС НК	0,9607	0,9673	0,9757
Эффективность РО СУЗ, % $\Delta k/k$	10,93	10,80 (-1 %)	9,91 (-9 %)
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	8,12	8,12 (0 %)	7,19 (-11 %)
11 микрокампания РУ БН-800			
СУЗ ВК	1,0426	1,0504	1,0508
СУЗ НК	0,9452	0,9534	0,9611
КС+РС НК	0,9689	0,9761	0,9844
Эффективность РО СУЗ, % $\Delta k/k$	9,88	9,69 (-2 %)	8,88 (-10 %)
Эффективность КС+РС, % $\Delta k/k$	7,29	7,25 (-0,5 %)	6,42 (-12 %)

Результаты, приведенные в таблице 4.8, показали:

– гомогенный расчет эффективности РО СУЗ по программе ММКС практически совпадает (в пределах 1-2 %) с результатами расчета эффективности РО СУЗ, рассчитанных по TRIGEX;

– учет гетерогенности стержней СУЗ снижает значения эффективности приблизительно на 7-12 %.

4.2.4 Исследование температурного и мощностного эффектов реактивности

В таблице 4.9 приведено сравнение расчетных значений температурного и мощностного эффектов реактивности с измеренными данными для РУ БН-600 и РУ БН-800.

Таблица 4.9 – Результаты сравнения температурного и мощностного эффекта реактивности на начало микрокампании для РУ БН-600 и РУ БН-800

Библиотека констант	Разница между расчетным и измеренным эффектом реактивности в начале микрокампаний, % $\Delta k/k$				
	76 МК	8 МК	9 МК	10 МК	11 МК
Температурный эффект реактивности					
БНАБ-93.01a	-0,01	0,11	0,09	-0,01	-0,03
БНАБ-РФ22	-0,01	0,10	0,08	0,06	0,07
Мощностной эффект реактивности					
БНАБ-93.01a	-0,1	-0,24	-0,23	-0,21	-0,11
БНАБ-РФ22	-0,1	-0,23	-0,31	-0,21	-0,14

Результаты расчетов, полученные по библиотекам БНАБ-93.01a и БНАБ-РФ22, хорошо согласуются между собой как для РУ БН-600, так и для РУ БН-800. Отклонения от измеренных величин лежат в одних и тех же диапазонах.

4.2.5 Исследование темпа потери реактивности и эффективной доли запаздывающих нейтронов

Ниже, в таблице 4.10 и на рисунке 4.9, представлены результаты расчета темпа потери реактивности за микрокампанию с использованием библиотек констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22.

Таблица 4.10 – Расчет темпа потери реактивности за микрокампанию

№ МК	Темп потери реактивности за МК, % $\Delta k/k$ / эфф.сут.	БНАБ-93.01а		БНАБ-РФ22	
		Расчетное значение, % $\Delta k/k$ / эфф.сут.	Отклонение, % $\Delta k/k$ / эфф.сут.	Расчетное значение, % $\Delta k/k$ / эфф.сут.	Отклонение, % $\Delta k/k$ / эфф.сут.
РУ БН-600					
76	0,01571 ± 0,0007	0,01477	-0,0009	0,01496	-0,0008
РУ БН-800					
8	0,01847 ± 0,0007	0,01730	-0,0012	0,01744	-0,0010
9	0,01949 ± 0,0008	0,01859	-0,0009	0,01864	-0,0009
10	0,01820 ± 0,0008	0,01910	0,0009	0,01915	0,0010
11	0,01849 ± 0,0008	0,01887	0,0004	0,01898	0,0005

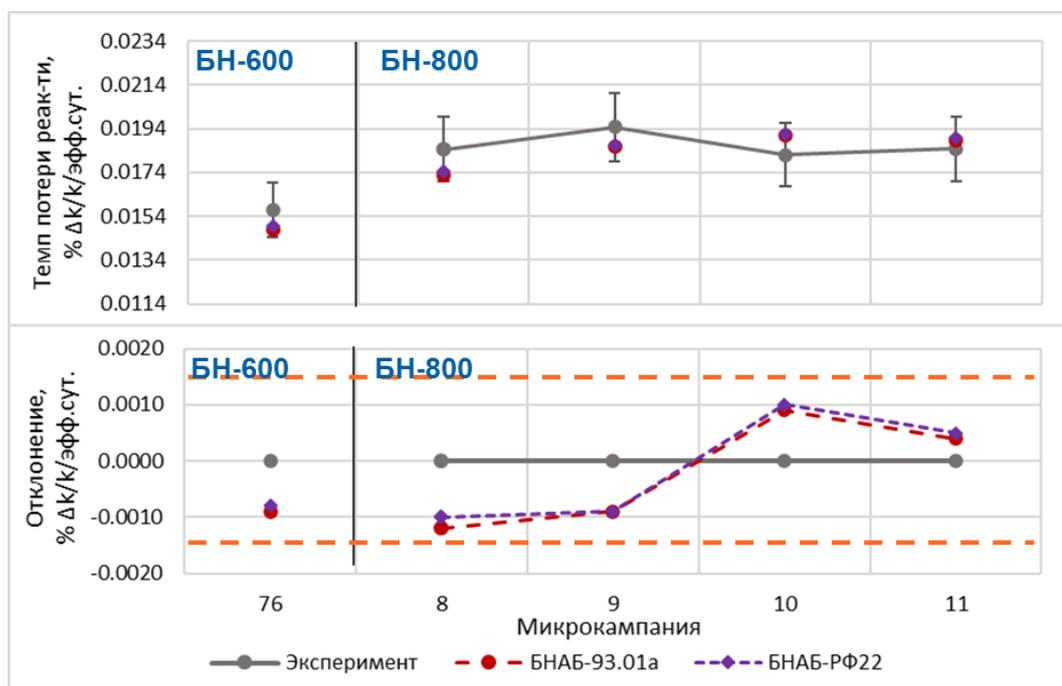


Рисунок 4.9 – Результаты расчета и расчетно-экспериментальные отклонения темпа потери реактивности за микрокампанию

В таблице 4.11 представлены расчетные данные по эффективной доле запаздывающих нейтронов.

Таблица 4.11 – Расчетные данные эффективной доли запаздывающих нейтронов

Активная зона реактора (№ МК)	Библиотека констант	
	БНАБ-93.01а	БНАБ-РФ22
БН-600 (76 МК)	0,00672	0,00665
БН-800 (8 МК)	0,00673	0,00667
БН-800 (9 МК)	0,00560	0,00558
БН-800 (10 МК)	0,00460	0,00462
БН-800 (11 МК)	0,00366	0,00372

Основываясь на представленных в таблице 4.10 и на рисунке 4.9 результатах, нужно отметить, что темп потери реактивности за микрокампанию рассчитывается с точностью не хуже 8 % отн. ед. Видно, что значения темпа потери реактивности за микрокампанию, полученные по БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22, примерно равны.

Расчетные данные по запаздывающим нейтронам практически не отличаются для библиотек констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22.

4.2.6 Исследование энерговыделения

В этом разделе представлены результаты расчета удельного энерговыделения по программе TRIGEX с использованием библиотек БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22. В качестве расчетных моделей выбраны 76 микрокампания реактора БН-600 с урановой загрузкой и 11 микрокампания реактора БН-800 с полной загрузкой МОКС-топливом. На рисунках 4.10 и 4.11 показаны графики, иллюстрирующие результаты расчета удельного энерговыделения по БНАБ-РФ22 и их отклонение от данных, полученных по БНАБ-93.01а, для реакторов БН-600 и БН-800.

На рисунках 4.12–4.13 показаны результаты расчета удельного энерговыделения по программе TRIGEX (с константами БНАБ-РФ22) и коду ММКС (файлы РОСФОНД-2.24). Расчет проведен для РУ БН-600 (76 МК) и для РУ БН-800 (11 МК) в радиальном направлении на уровне медианной плоскости. Из результатов сравнения определены методические поправки.

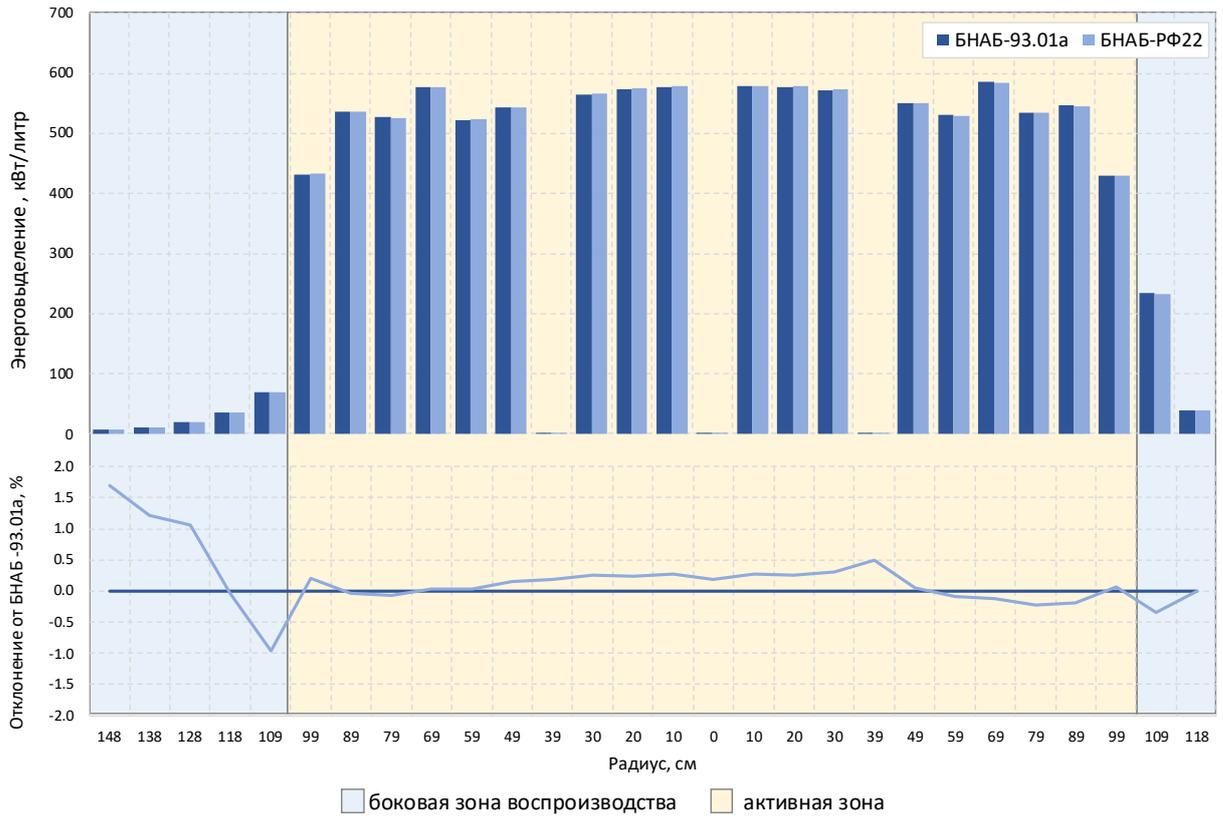


Рисунок 4.10 – Результаты расчета удельного энерговыделения по а.з. реактора БН-600 по системам констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22

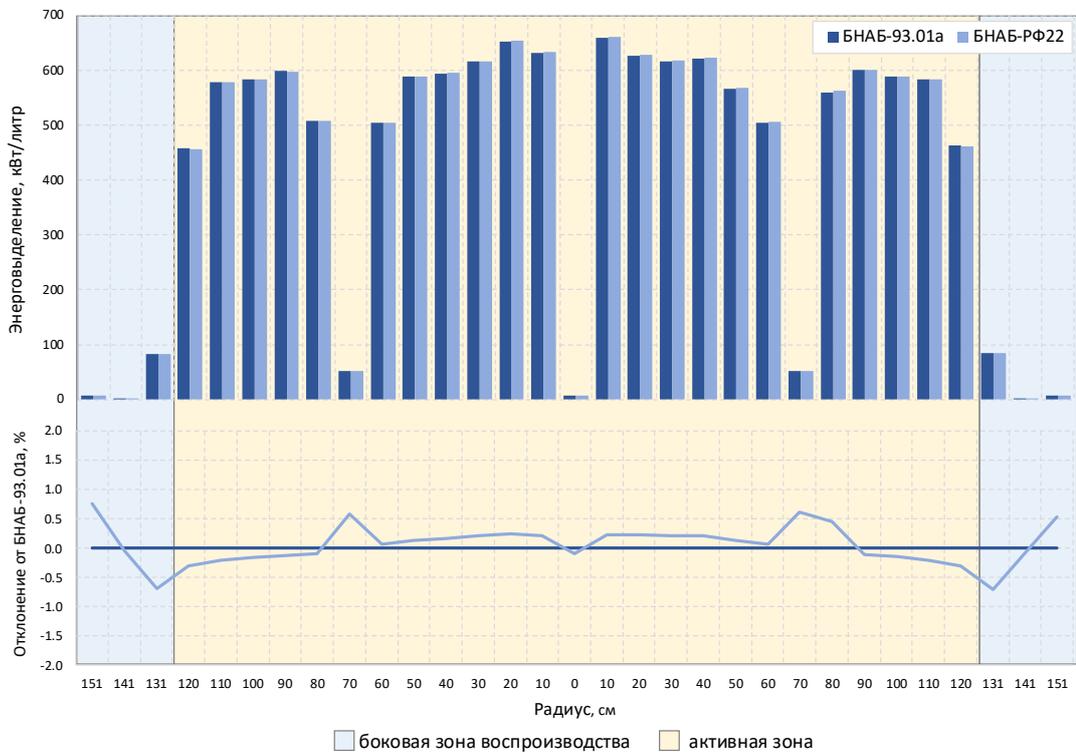


Рисунок 4.11 – Результаты расчета удельного энерговыделения по а.з. реактора БН-800 по системам констант БНАБ-93.01а и БНАБ-РФ22

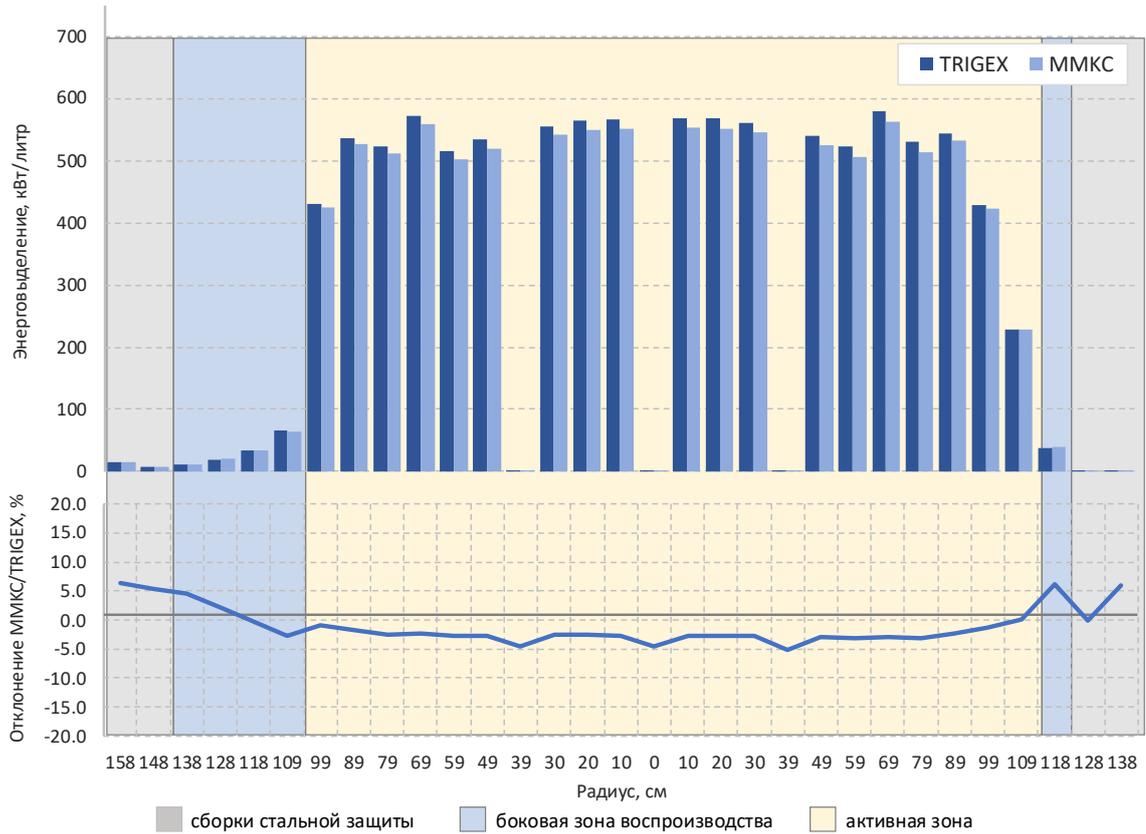


Рисунок 4.12 – Результаты методической поправки для удельного энерговыведения по радиусу активной зоны, 76 микрокампания РУ БН-600

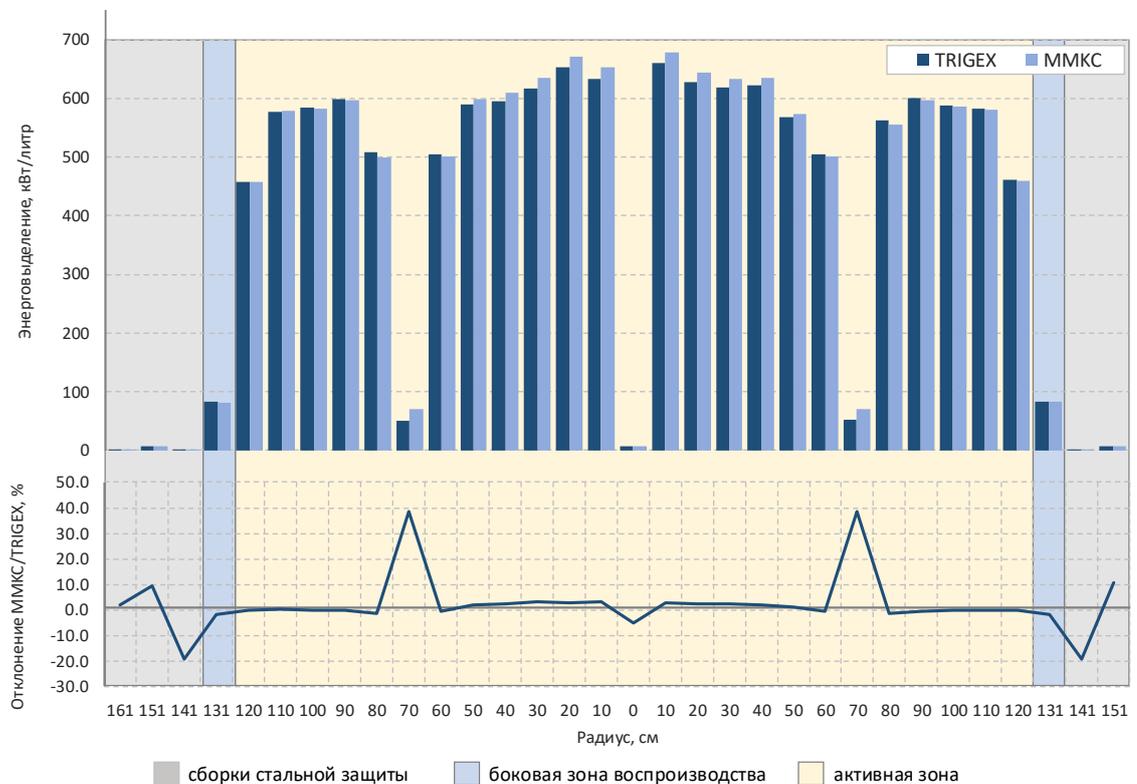


Рисунок 4.13 – Результаты методической поправки для удельного энерговыведения по радиусу активной зоны, 11 микрокампания РУ БН-800

По результатам исследования распределения энерговыделения по активной зоне реакторов БН-600 и БН-800 видно:

– отклонение результатов, полученных по библиотеке групповых констант БНАБ-РФ22, от библиотеки БНАБ-93.01а не превышает $\pm 1,5\%$ как для реактора БН-600, так и для реактора БН-800;

– методическая поправка к расчету энерговыделения по TRIGEX, связанная с недиффузионностью и групповостью, не превышает 3% в активной зоне реактора как для БН-600, так и для БН-800. Однако, в экранах методическая поправка отрицательная и может достигать $\sim 20\%$.

4.3 Выводы по материалам главы 4

Создана новая версия библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22, сформированная на основе файлов оцененных нейтронных данных библиотеки РОСФОНД-2.24.

Проведены расчеты реальных состояний активных зон реакторов БН-600 и БН-800 с использованием системы CROSSER / БНАБ-РФ22. По результатам расчетов можно сделать следующие выводы.

1. Использование современной версии библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 приводит к смещению значения величины критичности на $\sim +0,3\%$ для РУ БН-600 и РУ БН-800.

2. Для таких нейтронно-физических характеристик как: эффективность стержней СУЗ, темп потери реактивности, температурно-мощностной эффект реактивности и эффективная доля запаздывающих нейтронов использование библиотеки констант БНАБ-РФ22 не приводит к каким-либо существенным изменениям по сравнению с БНАБ-93.01а.

3. С использованием системы групповых констант БНАБ-РФ22 определены методические поправки:

– полная методическая поправка для расчета величины критичности в диффузионном приближении составила 1,8 % для РУ БН-800 с МОКС-топливом и 1,0 % для РУ БН-600 с урановым топливом. Впервые за счет преемственности файлов оцененных нейтронных данных и групповых констант удалось оценить поправку, связанную с 299-групповым расчетом, которая составила +0,2 % как для РУ БН-600, так и для РУ БН-800;

– методическая поправка к расчету энерговыделения по TRIGEX, связанная с недиффузионностью и групповостью, не превышает 3 % в активной зоне реактора как для РУ БН-600, так и для РУ БН-800;

– методическая поправка к значениям эффективности РО СУЗ составила примерно -10 % для РУ БН-600 и РУ БН-800.

На основе сделанных выводов можно заключить, что созданная версия библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 по точности не уступает проектной библиотеке БНАБ-93.01а. По итогам работы БНАБ-РФ22 была адаптирована и внедрена в коды АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и Белоярской АЭС (ПК ГЕФЕСТ-М) для расчетного сопровождения РУ БН-600 и РУ БН-800. Акт № 224/2.2-34/365 от 23.12.2024 (представлен в приложении А).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для проведения согласованных расчетов по инженерным (диффузионным) и прецизионным кодам (с непрерывным слежением за энергией нейтрона) требовалось обеспечить преемственность групповых и поточечных данных. Эта цель достигнута путем создания и внедрения современной библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22 в практику расчетного сопровождения реакторов БН-600 и БН-800 Белоярской АЭС.

Ниже представлены основные результаты, достигнутые по итогам выполнения диссертационной работы.

1. Создана библиотека групповых констант БНАБ-РФ22, которая:

- включает современные апробированные оценки нейтронных сечений для топливных и конструкционных материалов (файлы библиотеки РОСФОНД-2.24), а также мультигрупповые зависимости;

- обеспечивает согласованность групповых и поточечных данных при расчете нейтронно-физических параметров РУ БН-600 и РУ БН-800;

- по результатам проведенной кросс-верификации показала точность на уровне проектной библиотеки БНАБ-93.01а.

2. Для формирования и внедрения библиотеки разработан программный комплекс ИСИДА (свидетельство Роспатента № 2024685019 от 14.10.2024). Его функции:

- автоматизация создания библиотек констант в форматах АСЕ и БНАБ;

- обоснование применимости константных баз для нейтронно-физического расчета активных зон реакторов БН-600 и БН-800 на основе работы интегрированного системного архива результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей;

- сохранение знаний и опыта работы с базами данных реакторных констант и файлов ОЯД.

Использование системного архива ПК ИСИДА позволило не только подтвердить применимость сформированной библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22, но и упростить процесс верификации файлов и библиотек констант.

3. Для системы констант CROSSER / БНАБ-РФ22 рассчитаны методические поправки к диффузионным кодам для оценки параметра критичности, энерговыделения и эффективности РО СУЗ:

– полная методическая поправка для расчета величины критичности составила 1,8 % для РУ БН-800 с МОКС-топливом и 1,0 % для РУ БН-600 с урановым топливом;

– методическая поправка к расчету энерговыделения по TRIGEX, связанная с недиффузионностью и групповостью, не превышает 3 % в активной зоне реактора как для РУ БН-600, так и для РУ БН-800;

– методическая поправка к значениям эффективности РО СУЗ составила примерно -10 % для РУ БН-600 и РУ БН-800.

4. Библиотека БНАБ-РФ22 внедрена в практику расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800 с использованием кодов TRIGEX, ММК и комплекса ГЕФЕСТ-М (Акт от 23.12.2024 № 224/2.2-34/365).

По итогам выполнения работы успешно реализована поставленная цель и решены следующие задачи:

1) создан программный комплекс ИСИДА, реализующий цикл работ с ядерными данными – от их подбора до создания групповых констант (формат БНАБ) и констант с поточечным слежением за энергией нейтрона (формат ACE) для применения при расчете нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах;

2) обеспечена автоматизация процесса формирования групповых констант для уменьшения затраченного времени и устранения ошибок, связанных с человеческим фактором;

3) подготовлен набор библиотек по различным современным оцененным ядерным данным в формате ACE для проведения кросс-верификационных расчетов;

4) создан системный архив результатов расчета бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей для проведения верификационных тестов в обоснование точности предсказания реакторных характеристик на основе отобранных или вновь созданных файлов нейтронных данных;

5) сформирована новая версия библиотеки групповых констант БНАБ-РФ22;

6) оценена методическая составляющая погрешности величины критичности, эффективности стержней СУЗ и энерговыделения при расчете по новой библиотеке групповых констант для РУ БН-600 и РУ БН-800;

7) внедрена новая версия библиотеки групповых констант в практику расчетов активных зон реакторов БН-600 и БН-800 при расчетном сопровождении эксплуатации для решения задачи согласованности констант, используемых при расчете по инженерным (диффузионным) и прецизионным (с детальным слежением за энергией нейтронов) кодам.

Таким образом, результаты работы создают прочную основу для дальнейших исследований, развития и внедрения константного обеспечения в расчетное сопровождение будущих проектов быстрых реакторов, таких как БН-1200, МБИР, БРЕСТ-ОД-300 и другие.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЗ	– стержни аварийной защиты
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»	– Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»
АР	– стержни автоматического регулирования
АЭС	– атомная электростанция
БЗВ	– боковая зона воспроизводства
БН	– быстрый натриевый реактор
БН-К	– натриевый быстрый реактор большой мощности
БР	– быстрый реактор
БРЕСТ	– быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем
БФС	– быстрый физический стенд
ВАК	– высшая аттестационная комиссия
ВРХ	– внутриреакторное хранилище
ВСО	– встроенная система очистки
ГГб	– гигабайт
ГГц	– гигагерц
ИСИДА	– интерактивная система использования ядерных данных
КМС	– компактные металлические сборки
КР	– стержни компенсации реактивности
КС	– контролирующий стержень
МБИР	– многофункциональный большой исследовательский реактор
МК	– микрокампания
МОКС	– смешанное оксидное уран-плутониевое топливо
МС	– материаловедческие сборки
НТВЗ	– нижняя торцевая зона воспроизводства
НФР	– нейтронно-физический расчет
НФХ	– нейтронно-физические характеристики
ОЗУ	– оперативное запоминающее устройство
ОС	– операционная система
ОТВС	– отработавшая тепловыделяющая сборка
отн. ед.	– относительные единицы

ПЗ	– стержни пассивной защиты
ПК	– программный комплекс
ПС	– программное средство
ПЭЛ	– поглощающий элемент
РО СУЗ	– регулирующий орган системы управления и защиты
РОСФОНД	– российская национальная библиотека файлов оцененных нейтронных данных
РС	– регулирующий стержень
РУ	– реакторная установка
СВУТ	– смешанное виброуплотненное топливо
СНУП	– смешанное нитридное уран-плутониевое топливо
СПОС	– система пассивной обратной связи
СТТ	– смешанное таблеточное топливо
ТВС	– тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	– тепловыделяющий элемент
ЦЗ	– центральная часть активной зоны
ЭВМ	– электронно-вычислительная машина
ЭК	– экспериментальные сборки
Эксп.	– эксперимент
Эфф. сут	– эффективные сутки
ENDF	– Evaluated Nuclear Data Files
ICSBEP	– International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments
IRPhEP	– International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments
KBR	– Krypton-Beryllium Reactor
$\beta_{эф}$	– эффективная доля запаздывающих нейтронов
k_{∞}	– эффективный коэффициент размножения в бесконечной среде
$k_{эф}$	– эффективный коэффициент размножения

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Николаев, М.Н. Константное обеспечение расчетов быстрых реакторов. Путь к современному состоянию и задачи дальнейшего развития. / Николаев М.Н. // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2013, вып. 4. – С. 5–16.
2. Абагян, Л.П. Групповые константы для расчета ядерных реакторов / Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко, И.И. Николаев М.Н. // – М.: АТОМИЗДАТ, 1964. – 139 с. (авторство не разделено).
3. Адамов, Е.О. Машиностроение ядерной техники / Адамов Е.О., Драгунов Ю.Г., Орлов В.В. и др. // Справочное издание: Машиностроение. Энциклопедия. Том IV-25. Книга 1. – Москва: ОАО «Издательство «Машиностроение», 2004. – 960 с. (авторство не разделено).
4. Николаев, М.Н., Комплекс программ автоматизированного расчета макроскопических констант (АРАМАКО) / Николаев М.Н., Абагян Л.П., Цибуля А.М. и др. // – Обнинск: ФЭИ, 1972. – 60 с.
5. Herman M., Trkov A. ENDF-6 Formats Manual. Report BNL-90365-2009 (ENDF-102) Rev. 1, National Nuclear Data Center Brookhaven National Laboratory, 2010. [Электронный ресурс]. – <https://www.oecd-nea.org/dbdata/data/manual-endf/endf102.pdf> (Дата обращения 15.10.2024).
6. Мантуров, Г.Н. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения / Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1996, вып. 1. – С. 59–98.
7. 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.
8. Аттестационный паспорт ПС ГЕФЕСТ800 с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93 № 404 от 14.07.2016.

9. 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.
10. 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.
11. 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.
12. Библиотека РОСФОНД-2010 [Электронный ресурс]. – Index of /public/download-endf/ROSFOND-2010 (Дата обращения 15.10.2024).
13. ENDF/B-VI.8 Evaluated Nuclear Data Library [Электронный ресурс]. – <https://www.nndc.bnl.gov/endl-b6.8/> (Дата обращения 16.10.2024).
14. ENDF/B-VII.1 Evaluated Nuclear Data Library [Электронный ресурс]. – <https://www.nndc.bnl.gov/endl-b7.1/> (Дата обращения 16.10.2024).
15. The Joint Evaluated Fission and Fusion File (JEFF) Version 3.3 [Электронный ресурс]. – <https://oecd-nea.org/dbdata/jeff/jeff33/> (Дата обращения 16.10.2024).
16. Библиотека оцененных данных JENDL-3.2 [Электронный ресурс]. – <https://www.nndc.jaea.go.jp/jendl/j32/j32.html> (Дата обращения 16.10.2024).
17. Забродская, С.В., Нейтронные данные для актинидов в библиотеках ФОНД и БНАБ / Корчагина Ж.А., Кощев В.Н. и Николаев М.Н., Цибуля А.М. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1997, вып. 1 (2). – С. 60–68.
18. Игнатюк, А.В., Формирование файлов продуктов деления ядер для библиотеки БРОНД-3 / Игнатюк А.В., Манохин В.Н., Проняев В.Г. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 2008, вып. 1 (2), –С. 7–25.

19. Кощев, В.Н. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты. / Кощев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014, вып. 3. – С. 93-101. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.3.10>

20. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ CONSYST-RF № 2016612865 от 11.03.2016 / Кощев В.Н., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. 2016.

21. 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., Тыкеева К.В. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2022, вып. 3. – С. 19–26.

22. M.V. Chadwick, et al. CIELO Collaboration Summary Results: International Valuations of Neutron Reactions on Uranium, Plutonium, Iron, Oxygen and Hydrogen. – Nuclear Data Sheets, 148, 2018, p. 189-213.

23. Кощев, В.Н. CROSSER – программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов / Кощев В.Н., Тормышев И.В., Мишин В.А., Перегудов А.А., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю., Якунин А.А. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2020, вып. 4. – С. 16–25.

24. Справочные экспериментальные данные EXFOR [Электронный ресурс]. – <https://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm> (Дата обращения 16.10.2024).

25. N. Soppera, M. Bossant, E. Dupont, "JANIS 4: An Improved Version of the NEA Java-based Nuclear Data Information System", Nuclear Data Sheets, Volume 120, June 2014, Pages 294-296. <http://dx.doi.org/10.1016/j.nds.2014.07.071>

26. The ENSDF_ toolbox program package: tool for the evaluator of nuclear data / G. I. Shulyak, A. A. Rodionov. –Gatchina: ПИЯФ РАН, 2009 (Гатчина : ПИЯФ РАН). – 19 с. – (Report / Russ. acad. of sciences, Petersburg nuclear physics inst.; 2820). <https://doi.org/10.48550>

27. Система кодов моделирования ядерных реакций EMPIRE [Электронный ресурс]. – <https://www-nds.iaea.org/empire/> (Дата обращения 16.10.2024).

28. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ ИСИДА № 2024685019 от 23 октября 2024 г. / Панова Д.В., Дьяченко Я.В., Перегудов А.А., Сокол Т.П., Семенов М.Ю., Мантуров Г.Н., Забродская С.В.

29. Болдырев, А.М. Программный комплекс ГЕФЕСТ-М / Болдырев А.М., Селезнев Е.Ф., Ляпин Е.П., Тучков А.М., Столяров С.Г., Гайтанов Я.С., Чернышов И.Ю., Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В., Аверченкова Е.П., Мишин В.А., Панова Д.В., Лосев В.В. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2025. – № 3. – С. 217-236. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.15>

30. Панова, Д.В. Формирование системы групповых констант для нейтронно-физических расчетов реакторов на быстрых нейтронах на основе файлов библиотеки РОСФОНД-2020.2 / Панова Д.В., Аверченкова Е.П., Дьяченко Я.В., Забродская С.В., Мантуров Г.Н., Мишин В.А., Перегудов А.А., Семенов М.Ю., Тормышев И.В., Ляпин Е.П. // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2024, вып. 2. – С. 155 – 169.

31. MacFarlane R.E., Muir D.W., Voicourt R.M., Kahler A.C., Conlin J.L., Haack W. The NJOY Nuclear Data Processing System. Version 2016. Volume I: User's Manual, LA-UR-17-20093, Los Alamos National Laboratory, 2019. [Электронный ресурс]. – <https://www.njoy21.io/> (Дата обращения 17.10.2024).

32. Синица В.В. Пакет программ ГРУКОН для переработки оцененных ядерных данных. / Руководство пользователя. // Национальный Исследовательский Центр «Курчатовский Институт». – 2020, 196 с. [Электронный ресурс]. – https://www-nds.iaea.org/grucon/docs/GRUCON_Manual_Rus_2020_12_09.pdf (Дата обращения 17.10.2024).

33. Colin, J.L. A Compact ENDF (ACE) Format Specification. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-19-29016. – 2022. [Электронный ресурс]. – <https://github.com/NuclearData/ACEFormat/blob/master/ACEFormat.pdf> (Дата обращения 17.10.2024).

34. Ward W. Engle, Jr. A user's manual for ANISN. AEC research and development report K-1693. [Электронный ресурс]. – https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc1031263/m2/1/high_res_d/4448708.pdf (Дата обращения 17.10.2024).

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

36. 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.

37. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments (ICSBER). [Электронный ресурс]. – https://oecd-neo.org/jcms/pl_20291/international-criticality-safety-benchmark-evaluation-project-icsber-handbook (Дата обращения 17.10.2024).

38. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhEP). [Электронный ресурс]. – https://oecd-neo.org/jcms/pl_20279/international-handbook-of-evaluated-reactor-physics-benchmark-experiments-irphe (Дата обращения 17.10.2024).

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

40. MATXS FILE DESCRIPTION. [Электронный ресурс]. – <https://t2.lanl.gov/nis/codes/transx-hyper/matxs.html> (Дата обращения 17.10.2024).

41. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-03-1987.

2003. [Электронный ресурс]. – <https://image.sciencenet.cn/olddata/kexue.com.cn/upload/blog/file/2009/8/200989101523420494.PDF> (Дата обращения 17.10.2024).

42. Экспертный совет по аттестации программных средств НТЦ ЯРБ. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ MCU-FR с банком данных MDBFR60 № 501 от 14.12.2020. [Электронный ресурс]. – https://www.secncrs.ru/expertise/software-review/База_аттестационных_паспортов_июнь_2023.pdf (Дата обращения 25.10.2024).

43. Национальный центр ядерных данных (NNDC) [Электронный ресурс]. – <https://www.nndc.bnl.gov/> (Дата обращения 16.10.2024).

44. Справочные данные ЦДФЭ [Электронный ресурс]. – <http://cdfе.sinp.msu.ru/services/unifsys/unifsys1.html> (Дата обращения 16.10.2024).

45. Мишин, Вычислительный комплекс для расчетного сопровождения измерений, выполненных на энергетических быстрых реакторах 2.4.9: диссертация ... кандидата технических наук / Мишин Вячеслав Александрович. – Обнинск, 2024. – 124 с.

46. Драгунов, Ю.Г. Экспериментальные возможности реактора МБИР / Драгунов Ю.Г., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Романова Н.В., Третьяков И.Т., Святкин М.Н., Кочетков Л.А. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение ядерной безопасности АЭС, 2013, вып. 33. – С. 36–40.

47. Перегудов, А.А. Программный комплекс для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей: специальность 05.14.03: диссертация ... кандидата технических наук / Перегудов Антон Александрович. – Обнинск, 2015. – 129 с.

48. Беззубцев, В.С. Инновационный проект АЭС с реактором БРЕСТ и пристанционным топливным циклом // Беззубцев В.С., Емельянов В.С., Адамов Е.О. / Труды II Научной конференции Минатома России «Атомная энергетика. Состояние и перспективы», Москва, 05 июля 2002 – С. 85.

49. Селезнев, Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах / Селезнев Е.Ф. под ред. акад. РАН Саркисова А.А.; Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. — М.: Наука, 2013. — С. 18–23.

50. Рачков, В.И. Концепция перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 / Рачков В.И., Поплавский В.М., Цибуля А.М., Багдасаров Ю.Е., Васильев Б.А., Каманин Ю.Л., Осипов С.Л., Кузавков Н.Г., Ершов В.Н., Аширметов М.Р. // Атомная энергия, 2010. Т. 108, № 4. — С. 201–206.

51. Мантуров, Г.Н. Методическое – константное и программное обеспечение нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и оценки погрешностей расчетных предсказаний: специальность 05.14.03: диссертация ... доктора технических наук / Мантуров Геннадий Николаевич. – Обнинск, 2017. – 202 с. [Электронный ресурс]. – <https://nrcki.ru/files/pdf/1494408568-1.pdf> (Дата обращения 25.11.2024).

52. Nobre, Gustavo P.A., Brown, David A. Progress towards the ENDF/B-VIII.1 release. [Электронный ресурс]. – <https://inis.iaea.org/records/96pk9-cdb53> (Дата обращения 01.05.2025).

53. F. Varaine, G. Rodriguez, J. Hamy, etc., ASTRID Project, General Overview and Status Progress in Proceedings of the ICAPP 2018 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, 8-11 April 2018 (Charlotte, 2018).

54. D. De Bruyn, H. Aït Abderrahim, P. Baeten, C. Angulo Pérez, The Belgian MYRRHA ADS Programme. Part 1: The new phased implementation plan, in Proceedings of the ICAPP 2018 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, 8-11 April 2018, (Charlotte, 2018).

55. International Co-operation in Nuclear Data Evaluation / Nuclear Science, 2019. [Электронный ресурс]. – <https://oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7498-cielo.pdf> (Дата обращения 18.05.2025).

56. Волков, А.В. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ COREMELT3D № 2022667144 от 14.09.2022 / Волков А.В., Раскач К.Ф., Чернухина Ю.В., Соломонова Н.В. [Электронный ресурс]. –

https://elibrary.ru/download/elibrary_49445288_57287576.PDF (Дата обращения 19.05.2025).

57. 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.

58. Перегудов, А.А. Методика получения нейтронных групповых констант для материалов – смесей изотопов в системе БНАБ / Перегудов А.А., Кошечев В.Н., Мантуров Г.Н. // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2011, вып. 2. – С. 43 – 50.

ПРИЛОЖЕНИЕ А

**СКАН-КОПИЯ АКТА «О ФОРМИРОВАНИИ И ВНЕДРЕНИИ
ГРУППОВОЙ СИСТЕМЫ КОНСТАНТ БНАБ-РФ22 ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ
РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК
АКТИВНЫХ ЗОН БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ
РАСЧЕТНЫХ КОДОВ TRIGEX, ММККЕНО И КОДА БЕЛОЯРСКОЙ АЭС»**

**АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
«ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ имени А.И. Лейпунского»
(АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)**

А К Т

23.12.2024

Обнинск

224/2.2-34/365

СОГЛАСОВАНО

Заместитель главного инженера
по безопасности и надежности
Белоярской АЭСВ.А. Шаманский
2024 г.

УТВЕРЖДАЮ

Начальник Отделения ядерной
энергетики, канд. техн. наукЮ.А. Кузина
2024 г.

О формировании и внедрении групповой системы констант БНАБ-РФ22 для проведения расчетов нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов с использованием расчетных кодов TRIGEX, ММККЕНО и кода Белоярской АЭС

Разработана система подготовки констант CROSSER для нейтронно-физических расчетов активных зон реакторов типа БН. Создана современная версия групповых констант БНАБ-РФ22, основанная на файлах оцененных нейтронных данных РОСОФНД-2020.2. Процесс формирования новой системы групповых констант включил в себя обновление данных таблиц основных нейтронных сечений, факторов самоэкранировки и коэффициентов Доплера, а также данных о спектрах деления для основных топливных нуклидов.

Выпущена техническая справка от 09.12.2024г. № 224/2.2-34/362 с результатами верификации новой системы константного обеспечения БНАБ-РФ22.

Выполненная верификация не выявила каких-либо существенных отклонений в результатах расчета, влияющих на проектные характеристики активных зон быстрых реакторов.

Групповая системы констант БНАБ-РФ22 для проведения расчетов нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых ректоров внедрена в ПС TRIGEX, ПС MMKENO и код сопровождения эксплуатации энергоблоков № 3 и № 4 с реакторами БН Белоярской АЭС ГЕФЕСТ-М.

Руководитель работ,
начальник Департамента расчетных
исследований безопасности атомных
электростанций, канд. техн. наук



А.А. Перегудов

Начальник департамента физики
реакторов, докт. физ.-мат. наук



А.В. Гулевич

Начальник ядерно-физической
лаборатории ОЯБиН
Белоярской АЭС



Е.П. Ляпин

ПРИЛОЖЕНИЕ Б
СКАН-КОПИЯ СВИДЕТЕЛЬСТВА О ГОСУДАРСТВЕННОЙ
РЕГИСТРАЦИИ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ ИСИДА



ПРИЛОЖЕНИЕ В

СОСТАВ АРХИВА РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА КРИТИЧНОСТИ

БЕНЧМАРК-ЭКСПЕРИМЕНТОВ И ТЕСТОВЫХ МОДЕЛЕЙ

ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ИСИДА

Таблица В1 – Состав архива результатов расчетов бенчмарк-экспериментов и тестовых моделей

Название эксперимента	Библиотека ядерных данных							Название эксперимента	Библиотека ядерных данных						
	РОСФОНД-2010	РОСФОНД-2.24	ENDF/B-VII.1	ENDF/B-VII.2	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-4.0		РОСФОНД-2010	РОСФОНД-2.24	ENDF/B-VII.1	ENDF/B-VII.2	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-4.0
1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
Урановые бомбы								Экспериментальные сборки БФС с натриевым теплоносителем							
HEU-MET-FAST-001	+	+	+	-	+	+	+	BFS073-1	+	+	-	+	+	+	+
IEU-MET-FAST-003	+	+	+	-	+	+	+	BFS086-1	+	+	-	+	+	+	+
HEU-MET-FAST-002	+	+	+	-	+	+	+	BFS086-2	+	+	-	+	+	+	+
HEU-MET-FAST-028	+	+	+	-	+	+	+	BFS086-3	+	+	-	+	+	+	+
IEU-MET-FAST-007	+	+	+	-	+	+	+	BFS88-1	+	+	+	-	+	+	+
Плутониевые бомбы								BFS90-1	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-001	+	+	+	-	+	+	+	Сборки с плутониевым и МОКС-топливом							
PU-MET-FAST-002	+	+	-	+	+	+	+	MIX-COMP-FAST-001-001	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-006	+	+	+	-	+	+	+	MIX-COMP-FAST-003-001	+	+	-	+	+	+	+
PU-MET-FAST-010	+	+	-	+	+	+	+	MIX-COMP-FAST-004-001	+	+	-	+	+	+	+
PU-MET-FAST-020	+	+	-	+	+	+	+	MIX-COMP-FAST-005-001	+	+	-	+	+	+	+
PU-MET-FAST-022	+	+	+	-	+	+	+	MIX-COMP-FAST-006-001	+	+	-	+	+	+	+
PU-MET-FAST-029	+	+	-	+	+	+	+	MIX-MET-INTER-003	+	+	-	+	+	+	+
PU-MET-FAST-041	+	+	-	+	+	+	+	MIX-MET-INTER-004	+	+	-	+	+	+	+

Продолжение таблицы В1

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
SNEAK-LMFR-EXP-001 7a	+	+	-	+	+	+	+	BFS113b	+	+	+	-	+	+	+
SNEAK-LMFR-EXP-001 7b	+	+	-	+	+	+	+	Урановые сборки с k_{∞}							
ZPPR-LMFR-EXP-007	+	+	+	-	+	+	+	BFS35-1	+	+	+	-	+	+	+
ZPR-3/58	+	+	+	-	+	+	+	BFS35-2	+	+	+	-	+	+	+
ZPR-3/59	+	+	+	-	+	+	+	BFS35-3	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-9	+	+	+	-	+	+	+	BFS33-1-1	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-10	+	+	+	-	+	+	+	BFS33-1-3	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-12	+	+	+	-	+	+	+	BFS33-2-1	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-21a	+	+	+	-	+	+	+	HEU-COMP-INTER-004-001	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-21b	+	+	+	-	+	+	+	MIX-MET-FAST-008-007	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-21c	+	+	+	-	+	+	+	SCHERZO	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-21d	+	+	+	-	+	+	+	Плутониевые сборки с k_{∞}							
ZPPR-21e	+	+	+	-	+	+	+	BFS31-4	+	+	+	-	+	+	+
ZPPR-21f	+	+	+	-	+	+	+	BFS35-1	+	+	+	-	+	+	+
Экспериментальные сборки БФС с теплоносителем свинец или свинец-висмут								BFS38-1	+	+	+	-	+	+	+
BFS061-0	+	+	+	-	+	+	+	BFS38-2	+	+	+	-	+	+	+
BFS061-1	+	+	+	-	+	+	+	BFS42	+	+	+	-	+	+	+
BFS061-2	+	+	+	-	+	+	+	MIX-MET-FAST-008-002	+	+	+	-	+	+	+
BFS077-1	+	+	+	-	+	+	+	PU-COMP-INTER-001-001	+	+	+	-	+	+	+
BFS085-1	+	+	+	-	+	+	+	Сборки с урановым топливом							
BFS085-2	+	+	+	-	+	+	+	IEU-COMP-INTER-005-001	+	+	+	-	+	+	+
BFS087-1	+	+	+	-	+	+	+	IEU-COMP-FAST-004-001	+	+	-	+	+	+	+
BFS087-2	+	+	+	-	+	+	+	IEU-MET-FAST-015-001	+	+	+	-	+	+	+
BFS095-1	+	+	+	-	+	+	+	IEU-MET-FAST-016-001	+	+	+	-	+	+	+
BFS095-2	+	+	+	-	+	+	+	Сборки KBR							
BFS113a	+	+	+	-	+	+	+	HEU-COMP-INTER-005-001	+	+	+	-	+	+	+

Продолжение таблицы В1

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
HEU-COMP-INTER-005-002	+	+	+	-	+	+	+	МБИР	+	+	+	-	+	+	+
HEU-COMP-INTER-005-003	+	+	+	-	+	+	+	СВБР	+	+	+	-	+	+	+
HEU-COMP-INTER-005-004	+	+	+	-	+	+	+	БРЕСТ-ОД-300	+	+	+	-	+	+	+
HEU-COMP-INTER-005-005	+	+	+	-	+	+	+	Урановые критические растворы							
Сборки со стальным отражателем								HEU-SOL-THERM-001-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-MET-FAST-013	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-002	+	+	+	-	+	+	+
HEU-MET-FAST-021	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-003	+	+	+	-	+	+	+
HEU-MET-FAST-084-007	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-004	+	+	+	-	+	+	+
HEU-MET-FAST-084-019	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-005	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-015	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-006	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-025	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-007	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-026	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-008	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-028	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-009	+	+	+	-	+	+	+
PU-MET-FAST-032	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-001-010	+	+	+	-	+	+	+
Тестовые модели энергетических реакторов								HEU-SOL-THERM-009-001	+	+	+	-	+	+	+
БН-600	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-009-002	+	+	+	-	+	+	+
БН-800 (8mk)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-009-003	+	+	+	-	+	+	+
БН-800 (9mk)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-009-004	+	+	+	-	+	+	+
БН-800 (10mk)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-010-001	+	+	+	-	+	+	+
БН-800 (11mk)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-011-001	+	+	+	-	+	+	+
JOYO	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-011-002	+	+	+	-	+	+	+
Тестовые модели реакторов на быстрых нейтронах								HEU-SOL-THERM-012-001	+	+	+	-	+	+	+
FFTF	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-013-001	+	+	+	-	+	+	+
БН-К (МОКС, гет.)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-019-001	+	+	+	-	+	+	+
БН-К (МОКС, гом.)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-025-001	+	+	+	-	+	+	+
БН-К (СНУП)	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-025-002	+	+	+	-	+	+	+

Продолжение таблицы В1

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
HEU-SOL-THERM-025-004	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-043-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-025-005	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-043-002	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-027-001	+	+	+	-	+	+	+	HEU-SOL-THERM-043-003	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-001	+	+	+	-	+	+	+	Плутониевые критические растворы							
HEU-SOL-THERM-028-003	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-001-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-005	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-001-002	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-007	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-001-003	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-009	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-001-004	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-011	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-001-005	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-013	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-001-006	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-015	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-002-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-028-017	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-002-007	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-029-001	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-003-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-030-001	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-003-005	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-032	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-035-001	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-002	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-035-005	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-003	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-035-007	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-004	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-001	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-005	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-002	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-006	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-003	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-011	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-004	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-004-013	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-005	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-005-001	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-006	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-005-007	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-007	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-005-009	+	+	+	-	+	+	+
HEU-SOL-THERM-042-008	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-006-002	+	+	+	-	+	+	+

Продолжение таблицы В1

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
PU-SOL-THERM-007-002	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-012-012	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-007-003	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-012-013	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-007-005	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-012-019	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-007-007	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-012-020	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-007-008	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-012-021	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-007-009	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-018-001	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-007-010	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-018-005	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-009-003a	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-018-005	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-001	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-020-003	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-002	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-020-005	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-004	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-020-008	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-008	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-020-009	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-009	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-021-001	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-010	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-021-002	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-011	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-021-003	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-010-014	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-021-004	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-011-001	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-021-005	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-011-005	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-022-001	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-011-008	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-022-002	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-011-011	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-022-003	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-012-006	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-022-007	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-012-007	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-022-008	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-012-008	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-022-009	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-012-009	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-024-003	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-012-010	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-024-006	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-012-011	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-024-010	+	+	+	-	+	+	+

Продолжение таблицы В1

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
PU-SOL-THERM-024-016	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-026-003	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-024-021	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-026-006	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-025-003	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-026-012	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-025-010	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-026-016	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-025-017	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-026-019	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-025-022	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-032-002	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-025-036	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-032-006	+	+	+	-	+	+	+
PU-SOL-THERM-025-042	+	+	+	-	+	+	+	PU-SOL-THERM-032-011	+	+	+	-	+	+	+

ПРИЛОЖЕНИЕ Г
СВЕДЕНИЯ О СОДЕРЖАНИИ БИБЛИОТЕКИ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ
БНАБ-РФ22

Таблица Г1 – Параметры содержания библиотеки БНАБ-РФ22

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
1	1	H	1	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	-	-	-
2	1	H	2	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	-	-	-
3	2	He	3	ФОНД-2.2	+	+	+	-	-	-
4	2	He	4	JENDL-3.3	+	+	+	+	-	-
5	3	Li	6	ENDF/B-VI.8	+	+	+	+	+	-
6	3	Li	7	ENDF/B-VII.1	+	+	+	-	-	-
7	4	Be	9	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
8	5	B	10	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	-	-	-
9	5	B	11	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
10	6	C	nat	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	-	-
11	7	N	14	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	-	-
12	8	O	16	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
13	9	F	19	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
14	11	Na	23	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
15	12	Mg	nat	JENDL-3.3	+	+	+	+	-	-
16	13	Al	27	JEFF-3.0	+	+	+	+	+	-
17	14	Si	28	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
18	15	P	31	FOND-2.2	+	+	+	+	+	-
19	16	S	nat	JENDL-3.3	+	+	+	+	-	-
20	17	Cl	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
21	17	Cl	35	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
22	17	Cl	37	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
23	18	Ar	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
24	18	Ar	36	JEFF-3.0	+	+	+	+	+	-
25	18	Ar	38	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
26	18	Ar	40	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
27	19	K	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
28	19	K	39	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
29	19	K	40	JENDL-3.2	+	+	+	-	-	-
30	19	K	41	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
31	20	Ca	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
32	20	Ca	40	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
33	20	Ca	42	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
34	20	Ca	43	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
35	20	Ca	44	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
36	20	Ca	46	JEFF-3.1	+	+	+	-	-	-
37	20	Ca	48	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
38	21	Sc	45	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
39	22	Ti	nat	FOND-2.2	+	+	+	+	-	-
40	23	V	nat	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
41	24	Cr	nat	РОСФОНД-2020.2	+	+	+	+	+	-
42	24	Cr	50	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
43	24	Cr	52	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
44	24	Cr	53	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
45	24	Cr	54	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
46	25	Mn	55	ENDF/B-VII.0	+	+	+	+	+	
47	26	Fe	nat	РОСФОНД-2020.2	+	+	+	+	+	
48	26	Fe	54	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
49	26	Fe	56	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
50	26	Fe	57	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
51	26	Fe	58	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	
52	27	Co	59	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	
53	28	Ni	nat	РОСФОНД-2020.2	+	+	+	+	+	
54	28	Ni	58	БРОНД-3.1	+	+	+	+	+	
55	28	Ni	60	БРОНД-3.1	+	+	+	+	+	
56	28	Ni	61	БРОНД-3.1	+	+	+	+	+	
57	28	Ni	62	БРОНД-3.1	+	+	+	+	+	
58	28	Ni	64	БРОНД-3.1	+	+	+	+	+	
59	29	Cu	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	
60	29	Cu	63	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	
61	29	Cu	65	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
62	30	Zn	nat	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
63	30	Zn	64	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
64	30	Zn	66	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
65	30	Zn	67	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
66	30	Zn	68	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
67	30	Zn	70	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
68	31	Ga	nat	FOND-2.2	+	+	+	+	+	-
69	31	Ga	69	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
70	31	Ga	71	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
71	32	Ge	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
72	32	Ge	70	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
73	32	Ge	72	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
74	32	Ge	73	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
75	32	Ge	74	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
76	32	Ge	76	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
77	33	As	75	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
78	34	Se	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
79	34	Se	74	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
80	34	Se	76	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
81	34	Se	77	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
82	34	Se	78	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
83	34	Se	80	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
84	34	Se	82	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
85	35	Br	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
86	35	Br	79	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
87	35	Br	81	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
88	36	Kr	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
89	36	Kr	78	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
90	36	Kr	80	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
91	36	Kr	82	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
92	36	Kr	83	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
93	36	Kr	84	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
94	36	Kr	86	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
95	37	Rb	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
96	37	Rb	85	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
97	37	Rb	86	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
98	38	Sr	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
99	38	Sr	84	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
100	38	Sr	86	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
101	38	Sr	87	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
102	38	Sr	88	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
103	38	Sr	89	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
104	38	Sr	90	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
105	39	Y	89	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
106	40	Zr	nat	РОСФОИД-2020.2	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
107	40	Zr	90	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
108	40	Zr	91	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
109	40	Zr	92	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
110	40	Zr	93	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
111	40	Zr	94	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
112	40	Zr	95	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
113	40	Zr	96	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
114	41	Nb	93	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
115	42	Mo	nat	РОСФОИД-2020.2	+	+	+	+	+	-
116	42	Mo	92	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
117	42	Mo	94	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
118	42	Mo	95	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
119	42	Mo	96	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
120	42	Mo	97	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
121	42	Mo	98	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
122	42	Mo	100	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
123	43	Tc	99	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
124	44	Ru	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
125	44	Ru	96	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
126	44	Ru	98	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
127	44	Ru	99	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
128	44	Ru	100	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
129	44	Ru	101	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
130	44	Ru	102	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
131	44	Ru	104	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
132	45	Rh	99	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
133	45	Rh	103	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
134	46	Pd	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
135	46	Pd	102	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
136	46	Pd	104	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
137	46	Pd	105	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
138	46	Pd	106	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
139	46	Pd	107	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
140	46	Pd	108	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
141	46	Pd	110	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
142	47	Ag	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
143	47	Ag	107	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
144	47	Ag	109	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
145	48	Cd	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
146	48	Cd	106	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
147	48	Cd	108	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
148	48	Cd	110	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
149	48	Cd	111	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
150	48	Cd	112	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
151	48	Cd	113	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
152	48	Cd	114	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
153	48	Cd	116	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
154	49	In	nat	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
155	49	In	113	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
156	49	In	115	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
157	50	Sn	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
158	50	Sn	114	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
159	50	Sn	115	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
160	50	Sn	116	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
161	50	Sn	117	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
162	50	Sn	118	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
163	50	Sn	119	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
164	50	Sn	120	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
165	50	Sn	122	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
166	50	Sn	124	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
167	51	Sb	nat	РОСФОИД-2020.2	+	+	+	+	+	-
168	51	Sb	121	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
169	51	Sb	123	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
170	52	Te	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
171	52	Te	120	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
172	52	Te	122	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
173	52	Te	123	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
174	52	Te	124	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
175	52	Te	125	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
176	52	Te	126	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
177	52	Te	128	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
178	52	Te	130	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
179	53	I	127	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
180	53	I	129	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
181	54	Xe	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
182	54	Xe	124	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
183	54	Xe	126	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
184	54	Xe	128	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
185	54	Xe	129	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
186	54	Xe	130	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
187	54	Xe	131	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
188	54	Xe	132	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
189	54	Xe	133	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
190	54	Xe	134	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
191	54	Xe	135	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
192	54	Xe	136	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
193	55	Cs	133	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
194	55	Cs	134	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
195	55	Cs	135	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
196	55	Cs	137	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
197	56	Ba	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
198	56	Ba	130	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
199	56	Ba	132	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
200	56	Ba	134	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
201	56	Ba	135	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
202	56	Ba	136	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
203	56	Ba	137	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
204	56	Ba	138	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
204	56	Ba	138	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
205	57	La	nat	ENDF/B-VII.1	+	-	-	+	+	-
206	57	La	138	ENDF/B-VII.1	+	-	-	+	+	-
207	58	Ce	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
208	58	Ce	136	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
209	58	Ce	138	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
210	58	Ce	140	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
211	58	Ce	142	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
212	59	Pr	141	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
213	60	Nd	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
214	60	Nd	140	ENDF/B-VII.1	+	-	-	+	+	-
215	60	Nd	142	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
216	60	Nd	143	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
217	60	Nd	144	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
218	60	Nd	145	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
219	60	Nd	146	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
220	60	Nd	148	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
221	60	Nd	150	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
222	61	Pm	147	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
223	62	Sm	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
224	62	Sm	144	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
225	62	Sm	147	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
226	62	Sm	148	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
227	62	Sm	149	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
228	62	Sm	150	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
229	62	Sm	151	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
230	62	Sm	152	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
231	62	Sm	154	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
232	63	Eu	nat	FOND-2.2	+	+	+	+	+	-
233	63	Eu	153	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
234	63	Eu	154	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
235	63	Eu	155	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
236	64	Gd	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
237	64	Gd	152	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
238	64	Gd	154	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
239	64	Gd	155	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
240	64	Gd	156	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
241	64	Gd	157	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
242	64	Gd	158	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
243	64	Gd	160	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
244	65	Tb	159	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
245	66	Dy	nat	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
246	66	Dy	156	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
247	66	Dy	158	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
248	66	Dy	160	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
249	66	Dy	161	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
250	66	Dy	162	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
251	66	Dy	163	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
252	67	Ho	165	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
253	68	Er	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
254	68	Er	162	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
255	68	Er	164	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
256	68	Er	166	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
257	68	Er	167	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
258	68	Er	168	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
259	68	Er	170	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
260	71	Lu	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
261	71	Lu	175	ENDF/B-VI	+	+	+	+	+	-
262	71	Lu	176	ENDF/B-VI	+	+	+	+	+	-
263	72	Hf	nat	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
264	72	Hf	174	TENDL-2021	+	+	+	+	+	-
265	72	Hf	176	TENDL-2021	+	+	+	+	+	-
266	72	Hf	177	TENDL-2021	+	+	+	+	+	-
267	72	Hf	178	TENDL-2021	+	+	+	+	+	-
268	72	Hf	179	TENDL-2021	+	+	+	+	+	-
269	72	Hf	180	TENDL-2021	+	+	+	+	+	-
270	73	Ta	180	EAF-2003	+	+	+	+	+	-
271	73	Ta	181	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
272	74	W	nat	ФОНД-2.2	+	+	+	+	-	-
273	74	W	180	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
274	74	W	182	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
275	74	W	183	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
276	74	W	184	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
277	74	W	186	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
278	75	Re	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
279	75	Re	185	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
280	75	Re	187	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
281	76	Os	nat	EAF-2003	+	+	+	+	+	-
282	76	Os	184	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
283	76	Os	186	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
284	76	Os	187	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
285	76	Os	188	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
286	76	Os	189	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
287	76	Os	190	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
288	76	Os	192	TENDL-2017	+	-	-	+	+	-
289	77	Ir	nat	РОСФОНД-2010	+	+	+	+	+	-
290	77	Ir	191	EAF-2003	+	+	+	+	+	-
291	77	Ir	193	EAF-2003	+	+	+	+	+	-
292	78	Pt	nat	ФОНД-2.2	+	+	+	+	+	-
293	78	Pt	190	EAF-2003	+	-	-	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
294	78	Pt	192	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
295	78	Pt	194	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
296	78	Pt	195	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
297	78	Pt	196	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
298	78	Pt	198	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
299	79	Au	197	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
300	80	Hg	nat	РОСФОИД-2010	+	+	+	+	+	-
301	80	Hg	196	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
302	80	Hg	198	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
303	80	Hg	199	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
304	80	Hg	200	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
305	80	Hg	201	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
306	80	Hg	202	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
307	80	Hg	204	JENDL-3.3	+	+	+	-	+	-
308	81	Tl	nat	CENDL-2.1	+	-	+	+	+	-
309	81	Tl	203	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
310	81	Tl	205	EAF-2003	+	-	-	+	+	-
311	82	Pb	nat	РОСФОИД-2020.2	+	+	+	+	+	-
312	82	Pb	204	JEFF-3.2	+	+	+	+	+	-
313	82	Pb	206	JEFF-3.2	+	+	+	+	+	-
314	82	Pb	207	JEFF-3.2	+	+	+	+	+	-
315	82	Pb	208	JEFF-3.2	+	+	+	+	+	-
316	83	Bi	209	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
317	90	Th	227	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	+
318	90	Th	228	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	+
319	90	Th	229	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	+
320	90	Th	230	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
321	90	Th	231	JENDL-3.3	+	-	-	+	+	-
322	90	Th	232	ENDF/B-VI	+	+	+	+	+	-
323	90	Th	233	JENDL-3.3	+	+	+	-	-	-
324	90	Th	234	JENDL-3.3	+	+	+	-	-	+
325	91	Pa	230	РОСФОИД-2010	+	-	-	+	+	-
326	91	Pa	231	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
327	91	Pa	232	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
328	91	Pa	233	JEFF-3.0	+	+	+	+	+	-
329	92	U	232	ENDF/B-V	+	+	+	+	-	-
330	92	U	233	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
331	92	U	234	JEFF-3.1	+	+	+	+	-	+
332	92	U	235	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	+
333	92	U	236	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	-	+
334	92	U	237	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	+
335	92	U	238	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	+
336	93	Np	236	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	+
337	93	Np	237	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
338	93	Np	238	JEFF-3.1	+	+	+	+	+	-
339	93	Np	239	JEFF-3.1	+	+	+	-	-	-
340	94	Pu	236	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
341	94	Pu	238	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
342	94	Pu	239	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	+
343	94	Pu	240	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	+
344	94	Pu	241	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	+
345	94	Pu	242	JENDL-3.3	+	+	+	+	-	+
346	95	Am	242m	ENDF/B-VI	+	+	+	+	-	+
347	95	Am	241	BROND-3	+	+	+	+	+	+
348	95	Am	242	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	+
349	95	Am	243	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	+
350	95	Am	244	JENDL-3.3	+	+	+	-	-	+
351	96	Cm	242	BROND-3	+	+	+	+	+	+
352	96	Cm	243	BROND-3	+	+	+	+	+	+
353	96	Cm	244	BROND-3	+	+	+	+	+	+
354	96	Cm	245	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	+
355	96	Cm	246	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	+
356	96	Cm	247	ENDF/B-VII.1	+	+	+	+	+	-
357	96	Cm	248	JENDL-3.3	+	+	+	+	+	-
358	97	Bk	249	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
359	97	Bk	250	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	-	-	-
360	98	Cf	249	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
361	98	Cf	250	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
362	98	Cf	251	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
363	98	Cf	252	ENDF/B-VIII.0	+	+	+	+	+	-
364		FP35		РОСФОИД-2010	+	+	-	-	-	-
365		FP39		РОСФОИД-2010	+	+	-	-	-	-
366		fph5		РОСФОИД-2010	+	+	+	-	-	-
367		fph9		РОСФОИД-2010	+	+	+	-	-	-

Продолжение таблицы Г1

№ п/п	Z	Нуклид	A	Оценка	Содержание					
					MF1	MF2	MF3	MF4	MF5	MF518
368		fp15		РОСФОНД-2010	+	+	+	-	-	-
369		fp19		РОСФОНД-2010	+	+	+	-	-	-

Примечание:

MF1 – таблицы основных групповых констант;

MF2 – матрицы групповых переходов неупруго рассеянных нейтронов;

MF3 – матрицы групповых переходов угловых моментов упругого рассеяния нейтронов;

MF4 – таблицы факторов резонансной самоэкранировки для реакций деления, поглощения и захвата;

MF5 – таблицы коэффициентов Доплера для реакций деления, поглощения и захвата;

MF518 – матричный спектр деления;

Таблица Г2 – Сведения о составе природных смесей

№ п/п	Z	Нуклид	A	Концентрация
1	17	Cl	35	0,757700
			37	0,242300
2	18	Ar	36	0,003365
			38	0,000632
			40	0,996003
3	19	K	39	0,932581
			40	0,000117
			41	0,067302
4	20	Ca	40	0,969410
			42	0,006470
			43	0,001350
			44	0,020860
			46	0,000040
			48	0,001870
5	24	Cr	50	0,04345
			52	0,83789
			53	0,09501
			54	0,02365
6	26	Fe	54	0,05845
			56	0,91754
			57	0,02119
			58	0,00282
7	28	Ni	58	0,68077
			60	0,26223
			61	0,01140
			62	0,03634
			64	0,00926
8	29	Cu	63	0,691700
			65	0,308300
9	30	Zn	64	0,486300
			66	0,279000
			67	0,041000
			68	0,187500
			70	0,006200
10	31	Ga	69	0,601080
			71	0,398920
11	32	Ge	70	0,203700
			72	0,273100
			73	0,077600
			74	0,367300
			76	0,078300

Продолжение таблицы Г2

12	34	Se	74	0,008900
			76	0,093700
			77	0,076300
			78	0,237700
			80	0,496100
			82	0,087300
13	35	Br	79	0,506900
			81	0,493100
14	36	Kr	78	0,003500
			80	0,022800
			82	0,115800
			83	0,114900
			84	0,570000
			86	0,173000
15	37	Rb	85	0,721700
			87	0,278300
16	38	Sr	84	0,005600
			86	0,098600
			87	0,070000
			88	0,825800
17	40	Zr	90	0,51450
			91	0,11220
			92	0,17150
			94	0,17380
			96	0,02800
18	42	Mo	92	0,14840
			94	0,09250
			95	0,15920
			96	0,16680
			97	0,09550
			98	0,24130
19	44	Ru	100	0,09630
			96	0,055400
			98	0,018700
			99	0,127600
			100	0,126000
			101	0,170600
			102	0,315500
20	46	Pd	104	0,186200
			102	0,010200
			104	0,111400
			105	0,223300
			106	0,273300
			108	0,264600
21	47	Ag	110	0,117200
			107	0,518390
22	48	Cd	109	0,481610
			106	0,012500
			108	0,008900
			110	0,124900
			111	0,128000
			112	0,241300
			113	0,122200
			114	0,287300
23	49	In	116	0,074900
			113	0,042900
			115	0,957100

Продолжение таблицы Г2

№ п/п	Z	Нуклид	A	Концентрация
24	50	Sn	112	0,009700
			114	0,006600
			115	0,003400
			116	0,145400
			117	0,076800
			118	0,242200
			119	0,085900
			120	0,325800
			122	0,046300
			124	0,057900
25	52	Te	120	0,000900
			122	0,025500
			123	0,008900
			124	0,047400
			125	0,070700
			126	0,188400
			128	0,317400
			130	0,340800
26	54	Xe	124	0,000950
			126	0,000890
			128	0,019100
			129	0,264000
			130	0,040710
			131	0,212320
			132	0,269090
			134	0,104360
136	0,088570			
27	56	Ba	130	0,001060
			132	0,001010
			134	0,024170
			135	0,065920
			136	0,078540
			137	0,112320
			138	0,716980
28	57	La	138	0,000900
			139	0,999100
29	58	Ce	136	0,001850
			138	0,002510
			140	0,884500
			142	0,111140
30	60	Nd	142	0,272000
			143	0,122000
			144	0,238000
			145	0,083000
			146	0,172000
			148	0,057000
			150	0,056000
31	62	Sm	144	0,030700
			147	0,149900
			148	0,112400
			149	0,138200
			150	0,073800
			152	0,267500
			154	0,227500

Продолжение таблицы Г2

№ п/п	Z	Нуклид	A	Концентрация
32	64	Gd	152	0,002000
			154	0,021800
			155	0,148000
			156	0,204700
			157	0,156500
			158	0,248400
			160	0,218600
33	68	Er	162	0,001390
			164	0,016010
			166	0,335030
			167	0,228690
			168	0,269780
			170	0,149100
34	71	Lu	175	0,974100
			176	0,025900
35	72	Hf	74	0,001600
			76	0,052600
			77	0,186000
			78	0,272800
			79	0,136200
			80	0,350800
36	75	Re	185	0,374000
			187	0,626000
37	77	Ir	191	0,373000
			193	0,627000
38	80	Hg	196	0,001500
			198	0,099700
			199	0,168700
			200	0,231000
			201	0,131800
			202	0,298600
			204	0,068700
39	82	Pb	204	0,01400
			206	0,24100
			207	0,22100
			208	0,52400

Таблица Г3 – Сведения о составе данных по запаздывающим нейтронам

№ п/п	Нуклид	Параметр								ν_d^T	ν_d^{14}
1	90-Th-227	Постоянная распада (λ)								0,0077	0,0053
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,1628	0,1740	0,1420	0,1582	0,2939	0,0489	0,0159	0,0042		
2	90-Th-228	Постоянная распада (λ)								0,0111	0,0077
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0334	0,0733	0,0931	0,1362	0,3815	0,1402	0,1141	0,0281		
3	90-Th-229	Постоянная распада (λ)								0,0162	0,0111
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,1104	0,1740	0,1674	0,1507	0,3228	0,0829	0,0000	0,0053		
4	90-Th-230	Постоянная распада (λ)								0,0236	0,0162
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0334	0,0733	0,0931	0,1362	0,3815	0,1402	0,1141	0,0281		

Продолжение таблицы ГЗ

№ п/п	Нуклид	Параметр								ν_d^T	ν_d^{14}
5	90-Th-232	Постоянная распада (λ)								0,0000	0,0300
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0334	0,0733	0,0931	0,1362	0,3815	0,1402	0,1141	0,0281		
6	90-Th-234	Постоянная распада (λ)								0,0000	0,0744
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0334	0,0733	0,0931	0,1362	0,3815	0,1402	0,1141	0,0281		
7	91-Pa-231	Постоянная распада (λ)								0,0111	0,0080
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0773	0,1390	0,1408	0,1675	0,3646	0,0647	0,0334	0,0126		
8	91-Pa-232	Постоянная распада (λ)								0,0158	0,0108
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0773	0,1390	0,1408	0,1675	0,3646	0,0647	0,0334	0,0126		
9	91-Pa-233	Постоянная распада (λ)								0,0228	0,0228
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0773	0,1390	0,1408	0,1675	0,3646	0,0647	0,0334	0,0126		
10	92-U-232	Постоянная распада (λ)								0,0044	0,0026
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,1058	0,1671	0,1608	0,1973	0,2913	0,0379	0,0319	0,0080		
11	92-U-233	Постоянная распада (λ)								0,0068	0,0044
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0797	0,1670	0,1500	0,2000	0,2980	0,0388	0,0560	0,0105		
12	92-U-234	Постоянная распада (λ)								0,0105	0,0072
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0549	0,1566	0,1048	0,1823	0,3547	0,0830	0,0462	0,0176		
13	92-U-235	Постоянная распада (λ)								0,0162	0,0084
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0328	0,1539	0,0913	0,1969	0,3308	0,0902	0,0812	0,0229		
14	92-U-236	Постоянная распада (λ)								0,0224	0,0124
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0245	0,0980	0,1080	0,1270	0,4099	0,1370	0,0319	0,0080		
15	92-U-237	Постоянная распада (λ)								0,0334	0,0224
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0147	0,1334	0,0635	0,1468	0,3344	0,1685	0,0827	0,0560		
16	92-U-238	Постоянная распада (λ)								0,0463	0,0260
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0084	0,1040	0,0375	0,1370	0,2940	0,1980	0,1280	0,0931		
17	92-Np-236	Постоянная распада (λ)								0,0071	0,0049
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0178	0,1867	0,0633	0,1645	0,3348	0,1378	0,0604	0,0347		
18	92-Np-237	Постоянная распада (λ)								0,0108	0,0065
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0347	0,1490	0,8930	0,1670	0,3730	0,0207	0,1410	0,0254		

Продолжение таблицы ГЗ

№ п/п	Нуклид	Параметр								ν_d^T	ν_d^{14}
19	92-Np-238	Постоянная распада (λ)								0,0150	0,0102
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0178	0,1867	0,0633	0,1645	0,3348	0,1378	0,0604	0,0347		
20	92-Np-239	Постоянная распада (λ)								0,0219	0,0149
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0347	0,1490	0,8930	0,1670	0,3730	0,0207	0,1410	0,0254		
21	92-Pu-236	Постоянная распада (λ)								0,0022	0,0016
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0343	0,1688	0,0802	0,1645	0,3638	0,1040	0,0544	0,0300		
22	92-Pu-238	Постоянная распада (λ)								0,0047	0,0033
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0343	0,1688	0,0802	0,1645	0,3638	0,1040	0,0544	0,0300		
23	92-Pu-239	Постоянная распада (λ)								0,0065	0,0030
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0319	0,2370	0,0826	0,1820	0,2941	0,0816	0,0722	0,0185		
24	92-Pu-240	Постоянная распада (λ)								0,0090	0,0060
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0220	0,2069	0,0795	0,1610	0,3139	0,1050	0,0793	0,0325		
25	92-Pu-241	Постоянная распада (λ)								0,0160	0,0091
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0158	0,1751	0,0553	0,1701	0,2801	0,1661	0,1130	0,0245		
26	92-Pu-242	Постоянная распада (λ)								0,0183	0,0146
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0138	0,0949	0,1339	0,0326	0,4038	0,0014	0,2579	0,0617		
27	92-Am-241	Постоянная распада (λ)								0,0043	0,0024
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0340	0,2380	0,0612	0,1820	0,3049	0,1060	0,0384	0,0356		
28	92-Am-242	Постоянная распада (λ)								0,0078	0,0043
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0175	0,2412	0,0606	0,1592	0,3165	0,1262	0,0488	0,0300		
29	92-Am-242m	Постоянная распада (λ)								0,0069	0,0041
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0175	0,2412	0,0606	0,1592	0,3165	0,1262	0,0488	0,0300		
30	92-Am-243	Постоянная распада (λ)								0,0080	0,0048
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0177	0,2199	0,0980	0,1209	0,3159	0,1699	0,0429	0,0149		
31	96-Cm-242	Постоянная распада (λ)								0,0014	0,0008
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0544	0,2528	0,0916	0,1391	0,3348	0,0819	0,0325	0,0130		
32	96-Cm-243	Постоянная распада (λ)								0,0030	0,0021
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0280	0,2178	0,0593	0,1407	0,3433	0,1091	0,0629	0,0390		

Продолжение таблицы Г3

№ п/п	Нуклид	Параметр								v_d^T	v_d^{14}
33	96-Cm-244	Постоянная распада (λ)								0,0036	0,0025
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0240	0,2496	0,0664	0,1581	0,3243	0,1061	0,0471	0,0245		
34	96-Cm-245	Постоянная распада (λ)								0,0064	0,0044
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0152	0,1248	0,0539	0,1642	0,3444	0,1759	0,0695	0,0520		
35	96-Cm-246	Постоянная распада (λ)								0,0092	0,0064
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0094	0,2178	0,0447	0,1554	0,2974	0,1621	0,0669	0,0462		
36	96-Cm-247	Постоянная распада (λ)								0,0134	0,0092
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0280	0,2178	0,0593	0,1407	0,3433	0,1091	0,0629	0,0390		
37	96-Cm-248	Постоянная распада (λ)								0,0196	0,0134
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0033	0,1677	0,0295	0,1373	0,2605	0,2357	0,0992	0,0668		
38	98-Cf-249	Постоянная распада (λ)								0,0028	0,0019
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0223	0,2664	0,0587	0,1126	0,2761	0,1484	0,0732	0,0423		
39	98-Cf-250	Постоянная распада (λ)								0,0041	0,0028
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0223	0,2664	0,0587	0,1126	0,2761	0,1484	0,0732	0,0423		
40	98-Cf-251	Постоянная распада (λ)								0,0059	0,0041
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0020	0,2964	0,0374	0,1631	0,2142	0,2104	0,0436	0,0329		
41	98-Cf-252	Постоянная распада (λ)								0,0083	0,0059
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0223	0,2664	0,0587	0,1126	0,2761	0,1484	0,0732	0,0423		
42	99-Es-254	Постоянная распада (λ)								0,0060	0,0041
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0004	0,2841	0,0346	0,1576	0,2098	0,2331	0,0394	0,0411		
43	100-Fm-255	Постоянная распада (λ)								0,0027	0,0019
		0,0125	0,0283	0,0425	0,1330	0,2925	0,6665	1,6348	3,5546		
		Доля запаздывающих нейтронов									
		0,0223	0,2664	0,0587	0,1126	0,2761	0,1484	0,0732	0,0423		

Примечание:

 v_d^T – средняя доля запаздывающих нейтронов для мультигруппы в тепловом диапазоне энергий v_d^{14} – средняя доля запаздывающих нейтронов для мультигруппы в диапазоне энергий выше 14 МэВ