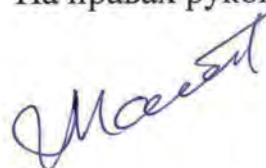


АО «ГНЦ РФ – ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
ИМЕНИ А.И. ЛЕЙПУНСКОГО»

На правах рукописи



Мантуров Геннадий Николаевич

**МЕТОДИЧЕСКОЕ – КОНСТАНТНОЕ И ПРОГРАММНОЕ
ОБЕСПЕЧЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ
БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ И ОЦЕНКИ ПОГРЕШНОСТЕЙ
РАСЧЕТНЫХ ПРЕДСКАЗАНИЙ**

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

Диссертация на соискание ученой степени
доктора технических наук

Обнинск - 2017

СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
ГЛАВА 1. СИСТЕМА КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ CONSYST/БНАБ	24
1.1 От файлов нейтронных данных к групповым константам.....	24
1.2 Константное обеспечение расчетов быстрых реакторов CONSYST/БНАБ.....	27
1.3 Методика подготовки констант в комплексе CONSYST	37
1.4 Структура программы CONSYST	58
1.5 Особенности подготовки констант для расчетов энерговыделения	61
1.6 Использование программы CONSYST в инженерных кодах	64
1.7 Использование программы CONSYST в расчетах Монте-Карло.....	65
ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 1	72
ГЛАВА 2. СИСТЕМА ПРОГРАММ И АРХИВОВ ИНДЭКС ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОГРЕШНОСТЕЙ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ	73
2.1 Описание системы программ и архивов ИНДЭКС.....	74
2.2 Методика оценки константной погрешности	75
2.3 Методика учета экспериментов и корректировки констант	77
2.4 Критерии согласия и поиск противоречий в данных.....	81
2.5 Библиотека матриц погрешностей констант LUND	84
2.6 Библиотека интегральных экспериментов LEMEX	88
2.7 Программный комплекс CORE	94
ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 2	98
ГЛАВА 3. РЕЗУЛЬТАТЫ АПРОБАЦИИ СИСТЕМЫ КОДОВ CONSYST/БНАБ И СИСТЕМЫ ИНДЭКС В ПРАКТИЧЕСКИХ РАСЧЕТАХ.....	99
3.1 Методические особенности задачи тестирования нейтронных констант в расчетах бэнчмарк экспериментов.....	100
3.2 Результаты тестирования системы CONSYST/БНАБ в расчетах критических бэнчмарк-экспериментов.....	104
3.3 Тестирование системы CONSYST/БНАБ в расчетах переноса излучения	116
3.4 Результаты верификации программных средств расчета быстрых реакторов	120
3.5 Погрешности расчетов активных зон реакторов БН.....	122
3.6 Результаты расчетов экспериментов на критсборках	130
3.7 Оценка погрешностей в расчетах НФХ моделей быстрых реакторов .	134
ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 3	142

ГЛАВА 4. ПУТИ ДАЛЬНЕЙШЕГО РАЗВИТИЯ И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ	145
4.1 Требования к константному обеспечению нового поколения	146
4.2 Нейтронные данные.....	147
4.3 Фотонные данные	148
4.4 Данные о погрешностях оцененных нейтронных данных	148
4.5 Специальные константы	149
4.6 Практическое использование оцененных данных.....	150
4.7 Валидация и верификация константного обеспечения.....	151
4.8 Константное обеспечение инженерных кодов	152
4.9 Константное обеспечение расчетов ядерной и радиационной безопасности	152
4.10 Разработка ориентированных библиотек данных	153
4.11 Детальное описание энергетического поведения сечений.....	154
4.12 Комбинированное представление	155
4.13 Программы подготовки констант для расчётных кодов.....	155
4.14 Разработка константного обеспечения для оценки погрешностей расчётов	157
4.15 Разработка баз данных интегральных экспериментов.....	158
4.16 База данных технологических погрешностей.....	162
4.17 Методы анализа расхождений и оценка погрешностей расчётов	163
4.18 Международное сотрудничество, формирование потребностей в ядерных данных, планирование новых экспериментов	166
ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 4.....	167
 ЗАКЛЮЧЕНИЕ	 169
 ПРИНЯТЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ	 174
 СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	 175
 ПРИЛОЖЕНИЕ: КОПИИ ПОЛУЧЕННЫХ СВИДЕТЕЛЬСТВ О ГОСУДАРСТВЕННОЙ РЕГИСТРАЦИИ ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ И БАЗ ДАННЫХ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ КОНСТАНТ.....	 189

ВВЕДЕНИЕ

В диссертации обобщаются выполненные научные исследования по вопросам разработки, совершенствования и верификации константного и программного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов (БР), радиационной защиты и топливного цикла, включая расчеты ядерной безопасности. Основное внимание уделяется вопросам оценки погрешностей рассчитываемых нейтронно-физических характеристик (НФХ). Во всех работах по этим вопросам автор принимал самое непосредственное участие, как лично, так и в соавторстве с научным коллективом.

Актуальность темы

Диссертационная работа посвящена решению одной из важнейших научно-технических проблем в реакторной физике, связанной с проведением надежных, сертифицированных, высокоточных расчетов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и радиационной защиты, параметров ядерного топливного цикла, включая расчеты ядерной и радиационной безопасности, с использованием верифицированного, универсального константного обеспечения, созданного на базе файлов оцененных нейтронных данных и библиотек многогрупповых констант – на единой методической основе. Это обеспечивает прозрачность процедуры получения используемых в расчетах данных, надежность их верификации, получение гарантированной точности рассчитываемых характеристик.

Рассматриваемые сейчас критерии и требования к Поколению 4 (Generation-IV¹) ядерных технологий включают в себя как непосредственно сам реактор, так и переработку (рециклирование) ядерного топлива, что предъявляет более высокие требования к эксплуатационным показателям в области обеспечения устойчивого развития, конкурентоспособности, безопасности и надежности, защиты от распространения ядерного оружия.

¹ GEN IV International Forum – GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems (2009).
www.gen-4.org

На сегодняшний день доказана¹ возможность трансмутации гражданского и военного плутония в составе МОКС-топлива в быстрых реакторах-размножителях. Показано, что быстрые реакторные системы завтрашнего дня смогут осуществлять трансмутацию больших количеств не только плутония, но и младших актинидов. В России, Японии, США, Франции, Евратом, Южной Корее, Китае развиваются проекты реакторов на быстрых нейтронах (SFR) с натриевым теплоносителем в замкнутом ядерном топливном цикле, обеспечивающим эффективное обращение с актинидами и воспроизводство делящегося материала. В России развиваются инновационные проекты реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым (БРЕСТ) или свинцово-висмутовым (СВБР) жидкометаллическим теплоносителем и замкнутым ядерным циклом.

Разработка реакторов с неизменяемой в процессе кампании критичностью и, соответственно, с чрезвычайно малым запасом регулируемой реактивности, не превышающим $\beta_{\text{эфф}}$, т.е. менее 0,4%, обеспечивающим условия так называемой “естественной безопасности”, ставит принципиально новую задачу – обеспечить высокую точность не только $k_{\text{эфф}}$, но и его изменения с выгоранием топлива, с учётом переработки ОЯТ и перегрузок активной зоны. Это требует резкого уменьшения величин погрешности расчётов, как в начале кампании, так и в конце (в особенности) когда состав топлива меняется заметно. Эта погрешность расчета практически целиком определяется погрешностями используемых нейтронно-физических констант (это так называемая «константная составляющая» погрешности расчета).

В связи с этими и постоянно возникающими новыми задачами, данная проблема совершенствования систем ядерно-физических констант и программ подготовки констант к практическим расчетам имеет важнейшее значение, т.к. проведение всех проектных и предпроектных, оптимизационных и поисково-исследовательских расчетов требует применения сертифицированных наборов ядерных констант и программных

средств. Так, хотя основные требования к топливной загрузке реакторной установки (РУ) определяются техническим заданием на РУ, однако фактические параметры загрузки (изотопный состав урана и плутония, его массовая доля в топливе, загрузка топлива в ТВС и др.) могут отличаться от проектных значений в пределах технологических допусков. К тому же, нейтронно-физические расчеты так же имеют погрешность. Очевидно, если не предусмотреть специальных мер, все это может существенно повлиять на нейтронно-физические характеристики (НФХ) реактора, снизить уровень его безопасности.

Повышение требований к эксплуатационным показателям ставит задачу повышения точности расчетного предсказания характеристик проектируемых и работающих реакторных установок, расчетов в обоснование их безопасности, расчетов в обоснование ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом при его производстве, транспортировке и хранении.

Решение этих задач ведет, в конечном счете, к повышению надежности, безопасности и экономичности, как самих реакторных установок, так и всех объектов ядерной энергетики и способствует повышению конкурентоспособности и независимости Российских технологий на мировом рынке.

Цель работы и направления исследований

Цель работы – разработка методик, алгоритмов и вычислительных программ, совокупность которых представляет собой замкнутую методическую базу – систему программ и банков данных CONSYST/БНАБ, предназначенную для проведения нейтронно-физических расчетов реакторных систем с использованием различных расчетных программ (вычислительных кодов), как инженерного, так и прецизионного класса (по методу Монте-Карло), расчетов линейных и дробно-линейных функционалов потоков нейтронов и гамма-квантов. К рассчитываемым функционалам относятся важнейшие характеристики делящихся и реакторных систем:

эффективный коэффициент размножения ($k\text{-eff}$), эффективность органов СУЗ, пустотный эффект реактивности, Доплер-эффект, коэффициент воспроизводства (K_B), скорости различных процессов взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом, энерговыделение, скорости наработки целевых изотопов, трансмутации минорных актинидов, и др.

Целью работы являлась также разработка и развитие методик, алгоритмов и программ, представляющих собой замкнутую методическую базу – систему кодов и архивов данных ИНДЭКС, включая библиотеки результатов экспериментов, расчетов, ковариационных данных и комплекс программ для статистического анализа расчетно-экспериментальных результатов, обеспечивающие численную оценку величин погрешности рассчитываемых характеристик за счет имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических константах. Наряду с этим поставлена задача повышения точности расчетных предсказаний (и снижения величин погрешности) за счет привлечения результатов уже проведенных или планируемых интегральных и реакторно-физических экспериментов и, в том числе, за счет корректировки ядерно-физических констант.

Для достижения поставленных целей решены следующие задачи:

- разработана система константного обеспечения CONSYST/БНАБ и создан вычислительный программный комплекс CONSYST для внедрения банков многогрупповых констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ в практические расчеты физических характеристик реакторных систем различного класса;
- созданы наборы интерфейсных программных модулей для обеспечения константами вычислительных кодов, как инженерного, так и прецизионного класса (по методу Монте-Карло);
- выполнена верификация разработанной системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ с использованием библиотек многогрупповых констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ в расчетах многочисленных бэнчмарк экспериментов в сравнении с прецизионными расчетами;

- разработана система программ и архивов данных ИНДЭКС в виде вычислительного программного комплекса CORE, библиотек результатов экспериментов и расчетов LEMEX и ковариационных матриц погрешностей констант LUND, обеспечивающие численную оценку величин погрешности рассчитываемых реакторно-физических характеристик (НФХ) за счет имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических констант;
- выполнены оценки константной составляющей погрешности в расчетах нейтронно-физических характеристик действующих и перспективных моделей быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.

Идея работы и исторические предпосылки

Разработка и обоснование нейтронно-физических характеристик активных зон быстрых реакторов и их топливного цикла должна вестись с использованием сертифицированного, качественного константного и программного обеспечения – это есть требование регулирующих органов. Расчетные коды должны отвечать современному уровню развития научных знаний и вычислительной техники, а используемое константное обеспечение должно быть адекватно современным оценкам сечений, принятым в наиболее современных библиотеках файлов оцененных ядерных данных, основанных на самой современной экспериментальной информации.

Практически с первых попыток создания энергетических реакторов на быстрых нейтронах в практику расчетов начали внедряться электронные вычислительные машины и появились предпосылки для разработки микроскопической теории реакторов на основе многогруппового приближения [1-4]. Будучи формально более простой, но требующая большого объема исходных нейтронно-физических данных и больших вычислений, многогрупповая реализация микроскопической теории позволила решить проблему нейтронных расчетов реакторов на быстрых и промежуточных нейтронах.

В 1964 году была опубликована [5,6] первая версия отечественной 26-ти групповой системы констант БНАБ, отличавшаяся от всех более ранних систем констант тем, что в ней были представлены данные для большого числа элементов и изотопов, использующихся в реакторостроении, в достаточно широком диапазоне энергий нейтронов. Число энергетических групп в ней было достаточным для адекватного описания спектров быстрых и промежуточных нейтронов в реакторах различных типов. Основным достижением было то, что был предусмотрен учет резонансной самоэкранировки сечений с помощью специальных факторов – так называемый формализм факторов резонансной самоэкранировки И.И.Бондаренко. Разработанная 26-ти групповая система констант получила название БНАБ – по первым буквам фамилий основоположников системы: Бондаренко И.И., Николаев М.Н., Абагян Л.П., Базазянц Н.О. и была широко распространена для расчета быстрых реакторов и радиационной защиты и, в том числе, за рубежом. В дальнейшем система констант была усовершенствована путем "подгруппового" учета резонансной структуры сечений.

В 1978 году система констант БНАБ была практически полностью обновлена, введены новые данные для расчета переноса гамма-квантов, расширена область более высоких энергий путем добавления выше 10.5 МэВ двух дополнительных энергетических групп [7]. В этот же период времени была разработана система СОКРАТОР [8], которая к сожалению не получила дальнейшего развития. Версия же БНАБ-78 получила широкое распространение в стране для расчетов быстрых реакторов и радиационной защиты, и до настоящего времени ещё применяется в некоторых организациях Росатома.

Значительным этапом в развитии системы константного обеспечения БНАБ явилась разработка в 90-ых совершенно новой версии БНАБ-93 [9-14].

Созданию новой версии констант БНАБ-93 предшествовало формирование библиотек файлов оцененных нейтронных данных БРОНД-2 и

ФОНД-2 [15-19]. Новая версия констант существенно отличалась от предыдущих. В ней для важнейших материалов реакторов и радиационной защиты было принято 299-ти групповое приближение путем деления традиционных групп БНАБ на 6-12 более узких мультигрупп. Таблицы данных представлены в унифицированном формате, удобном как для компьютерной обработки, так и для визуального их просмотра. Базой для получения групповых констант явилась разработанная для этих целей библиотека файлов нейтронных данных ФОНД-2, в которую были отобраны наиболее надежные файлы оцененных данных из последних версий библиотек БРОНД, JENDL-3, ENDF/B-6 и JEF-2. Более детальное групповое разбиение в тепловой области позволило ввести в систему "термализационные" матрицы рассеяния. Система включила в себя более широкий набор данных, таких как константы энерговыделения (Керма факторы) в нейтронных реакциях, о фотонах, рождаемых в этих реакциях, данные о параметрах запаздывающих нейтронов, полные данные о различных сечениях нейтронных реакций, выходы продуктов деления, характеристики радиоактивного распада ядер, образуемых в нейтронных реакциях и др. Важнейшим моментом явилось то, что система констант была дополнена библиотекой ковариационных матриц погрешностей [20], что позволило получать научно обоснованные оценки погрешностей рассчитываемых реакторно-физических характеристик [21-26]. Система констант БНАБ-93 была верифицирована на проверку внутренней согласованности данных и прошла валидацию путем сравнения с результатами большого числа макроэкспериментов с самыми различными спектрами нейтронов, прошла независимую экспертизу и была аттестована в качестве Рекомендованных Справочных Данных (Сертификат ГСССД № 444-95 от 01.08.1995).

В 2005 г. по заказу Минобрнауки были начаты работы по созданию первой версии национальной библиотеки файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД [27], где аккумулированы современные (на тот момент

времени) оценки нейтронных сечений для более 650 важных и второстепенных материалов (нуклидов) из файлов оцененных данных ENDF/B-VI.8 и VII.0, JEF-2.2 и JEFF-3.1, JENDL-3.3, БРОНД-2 и ФОНД-2.2 на основе их сравнения и тщательного анализа, а при необходимости были выполнены и новые оценки сечений.

В настоящее время разработана версия РОСФОНД-2010², на основе которой создана новая версия многогрупповых констант БНАБ-РФ [28], которая сейчас проходит верификацию и валидацию в расчетах многочисленных бэнчмарков – «чистых», хорошо оцененных экспериментов (см., например, [29-37]).

В таблице 1 представлены отличительные этапы развития системы констант БНАБ и программ их переработки.

Таблица 1 – Этапы развития системы констант БНАБ

	БНАБ-64	АРАМАКО/ БНАБ-70	АРАМАК О/ БНАБ-78	CONSYST / БНАБ-93	CONSYST/ БНАБ-РФ
Число материалов	~40	~50	~70	~140	~700
Переработка из файлов ОНД	-	-	-	FOND-2.2	РОСФОНД
Число групп	26	26	28	28 + 299	299
f-факторы Бондаренко	+	+	+	+	+
Подгруппы (по температурам)	-	3	3	5	5
Число групп термализации	-	-	1	73	73
Число фотонных групп	-	-	15	15	127
Программа переработки	M26	МИМ АРАМАКО	МИМ АРАМАК О	CONSYST-0601	CONSYST-RF
Использование в проектах РУ	БОР-60	БН-350	БН-600	БН-800	БР

² Библиотека файлов доступна по ссылке на сайте МАГАТЭ <http://www-nds.iaea.org/at/exfor/endl.htm>

Система БНАБ имеет более чем 50-летнюю историю, а методология группового подхода к расчетам реакторов общепринята и пока не имеет альтернативы, хотя попытки перейти от группового представления к детальному предпринимаются.

Одной из первых программ подготовки констант БНАБ к расчетам явилась программа подготовки групповых констант БНАБ-64 для расчета быстрых реакторов в одномерных геометриях, включенная в комплекс М-26. Следующим шагом была разработка программы АРАМАКО [38], долгие годы использовавшаяся в качестве основной программы подготовки констант для расчета быстрых реакторов и радиационной защиты. Версия АРАМАКО-С1 с константами БНАБ-78 была утверждена в качестве отраслевого стандарта для расчета быстрых реакторов.

Разработка системы констант БНАБ-93 потребовала создания новой обрабатывающей программы, учитывающей большее число энергетических групп, имеющей возможность описывать резонансную структуру сечений как с помощью факторов самоэкранировки, так и методом подгрупп, умеющей сворачивать 299-групповые макро- и заблокированные микроконстанты в более широкие группы. Для расчетов систем с более мягким спектром встала необходимость учета «термализации» нейтронов и др. Такая программа была создана и получила название CONSYST [39,40].

Программный комплекс, объединяющий серию расчетных модулей и программ, обеспечивающих физические расчеты быстрых реакторов и защиты, получил название CONSYST/БНАБ (в литературе иногда употребляется название CONSYST/АВВН или АВВН/CONSYST) [41,42].

CONSYST/БНАБ как система программ и банков данных, использующая сегодня усовершенствованный программный комплекс CONSYST-RF, представляет собой специализированное константное обеспечение для внедрения констант БНАБ (БНАБ-93 и БНАБ-РФ) в практику проектных и исследовательских расчетов реакторов различных типов, а также расчетов защиты от излучений, и в другие приложения.

Структурными элементами системы CONSYST/БНАБ являются программы, подпрограммы и процедуры. Программы и подпрограммы являются высшими структурными элементами и предназначены для непосредственного использования либо автономно, либо в составе других расчетных комплексов. Процедуры – это вспомогательные модули (подпрограммы и функции), использующиеся в составе программ самого комплекса (как, например, GIVTAB или GMF_GRO), обеспечивающие доступ к отдельным файлам констант в исходных библиотеках БНАБ или промежуточных GMF (General Micro cross-section Format).

Современный программный комплекс CONSYST-RF позволяет получать полный набор макроконстант для всех зон реактора или (и) защиты для проведения расчетов нейтронных или (и) фотонных полей в самых различных приближениях – диффузионном и P_1 ; в различных вариантах транспортного приближения с усреднением полного сечения по нулевой или первой гармонике потока; кинетическом приближении с представлением анизотропии рассеяния с точностью, предусмотренной таблицами групповых констант – до P_5 . Кроме макроконстант, рассчитываются блокированные, т.е. с учетом резонансной самоэкранировки сечений, микроконстанты всех нуклидов, входящих в состав зон рассчитываемой системы, что необходимо для расчета, например, таких функционалов нейтронного поля, как скорости нейтронных реакций и коэффициенты реактивности. Специально готовятся константы для расчета энерговыделения, причем, как без переноса, так и с учетом переноса гамма-излучения. Подготовка констант проводится в 299-групповом приближении. Затем полученные групповые константы могут быть свернуты в меньшее число групп с весом интегральных спектров зон. Эти спектры либо оцениваются самой программой CONSYST в приближении материального параметра, либо вводятся извне (например, после предварительного расчета с помощью 1D или 2D-мерной 299-групповой программы).

Рассчитанные константы могут быть выданы в различных форматах. Наиболее употребительными являются: (а) формат АРАМАКО, к которому привязано множество российских инженерных программ, таких как TRIGEX [43], JAR-FR [44], ГЕФЕСТ [45] – для расчетов активных зон реакторов типа БН, FАСТ-BR [46] – для расчетов реактора БРЕСТ, REACTOR [47] – для расчетов реактора СВБР, отечественные комплексы программ КАСКАД и КАТРИН [48,49] – для расчетов радиационной защиты; а также (б) общеизвестный формат ANISN, к которому (кроме программы с тем же названием) привязано множество кинетических программ либо непосредственно, как, например, DORT-TORT [50] или PMSNSYS и KINXYZ [51], либо, как в случае MMKKENO [52] (MMKK), через специальную программу FORAMPX для представления констант в формате AMPX.

Все эти коды обеспечены необходимыми наборами ядерных констант с помощью системы CONSYST/БНАБ. Причем верификация кодов, как и используемых систем констант, как БНАБ-93, так и БНАБ-РФ, проводится именно при условии переработки этих констант с помощью программ комплекса CONSYST-RF.

Следующей по значимости ключевой задачей является разработка методической базы для оценки погрешностей расчетных параметров – физических характеристик проектируемых или действующих реакторных установок – основного численного результата верификации. Сравнение оценок погрешностей расчетных предсказаний с требуемыми точностями, сформулированными проектантами совместно с расчетчиками [23,24], ставит задачу снижения расчетных погрешностей и доведения их до уровня требуемых. Это достигается путем так называемой «корректировки» констант. При этом, если требуется, планируется выполнение новых экспериментальных программ для дальнейшего снижения погрешностей.

После основополагающей работы Л.Н.Усачёва [53] был накоплен значительный опыт в этом направлении [54]. Развиты новые методы вычисления чувствительностей реакторных характеристик к используемым

при расчётах константам, различные методы анализа расчётно-экспериментальных расхождений и обоснования на их основе погрешностей расчётных предсказаний, рассмотренные, в частности, автором в кандидатской диссертации [21]. Важно отметить, что современные версии расчетных кодов и TRIGEX, и JAR-FR, и ММКК имеют опции вычисления чувствительностей к входным параметрам рассчитываемых моделей реактора: размерам, плотностям материалов и сечениям нуклидов.

Методическую базу оценки погрешностей и корректировки констант составляют: (а) библиотека ковариационных матриц погрешностей реакторных констант – для оценки константной погрешности, (б) банк тестовых задач – для анализа методических погрешностей, (в) банк результатов экспериментов на критических сборках и реакторах (макроэксперименты), (г) система методик и программ оценки погрешностей расчетов конкретных ЯЭУ по результатам микро- и макро экспериментов.

В качестве компьютерной системы, обеспечивающей оценку расчетных погрешностей, на сегодняшний день, на практике используется система программ и архивов ИНДЭКС [25,55-57]. В качестве составляющих элементов система ИНДЭКС содержит банки данных различного назначения LUND, LEMEX и др., и программный комплекс CORE для статистического анализа результатов расчетов и экспериментов, и корректировки констант.

В настоящее время развиваются методики оценки погрешности расчетов с использованием статистического метода GRS [58-60], основанного на многократном розыгрыше случайных наборов входных данных на расчет физических характеристик модели реактора (ядерных констант, геометрических и материальных параметров модели) с использованием соответствующих ковариационных матриц погрешностей параметров модели и групповых констант, информация о которых хранится в системе.

В связи с бурным развитием вычислительной техники и особенно персональных компьютеров, и всё большим внедрением в практику расчетов кодов метода Монте-Карло, существенно понижается методическая

составляющая расчетной погрешности. В этих условиях константная составляющая погрешности расчетов становится полностью определяющей. Ситуация обостряется резким снижением финансирования экспериментальных работ, в связи с чем количество быстрых критических стендов в мире резко уменьшается.

На фоне этого роль использования в практических расчетах тщательно верифицированного и сертифицированного константного и программного обеспечения существенно возрастает, а в связи с резким снижением объемов экспериментальных реакторно-физических исследований эта роль ещё более подчеркивается.

Изложенное показывает, что постановка задачи создания совершенной системы кодов для расчетного обоснования ЯЭУ является весьма актуальной и включение в эту систему унифицированной подсистемы константного обеспечения на базе файлов РОСФОНД и библиотек групповых констант БНАБ, и системы ИНДЭКС, позволяющей реалистично оценивать погрешности расчетных предсказаний, является актуальной и необходимой задачей.

Положения, выносимые на защиту

- Система константного обеспечения CONSYST/БНАБ, представляющая собой замкнутую методическую базу на основе комплекса вычислительных программ CONSYST и банков данных БНАБ-93 и БНАБ-РФ, для обеспечения нейтронно-физических расчетов реакторных систем с использованием различного класса расчетных программ (кодов), как инженерных - на основе диффузионного приближения, так и прецизионных - на основе кинетического приближения и метода Монте-Карло, что обеспечивает прозрачность процедуры получения расчетных результатов, надежность их верификации и получение гарантированной точности рассчитываемых характеристик.

- **Программный комплекс CONSYST** для обеспечения современными константами, как БНАБ-93, так и БНАБ-РФ нейтронно-физических расчетов реакторов и радиационной защиты, включая расчеты ядерной безопасности.
- **Результаты верификации и валидации системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ** в расчетах многочисленных бэнчмарк экспериментов с использованием прецизионных вычислительных кодов.
- **Система программ и архивов данных ИНДЭКС**, в виде программного комплекса CORE и библиотек результатов экспериментов и расчетов LEMEX и LSENS, и ковариационных матриц погрешностей LUND, обеспечивающие численную оценку величин погрешностей рассчитываемых реакторно-физических характеристик за счет имеющихся неопределенностей в используемых в расчетах ядерно-физических константах и, если необходимо, корректировку констант.
- **Вычислительный программный комплекс CORE** для статистического анализа расчетно-экспериментальных расхождений, корректировки констант и оценки расчетных погрешностей.
- **Библиотека LUND ковариационных матриц погрешностей 28-ми групповых констант БНАБ-93.**
- **Библиотека LEMEX результатов экспериментов и их расчетного анализа.**
- **Оцененные величины константной составляющей погрешности в расчетах важных нейтронно-физических характеристик моделей перспективных быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.**

Научная новизна

– Впервые создана совокупность методик, алгоритмов, вычислительных программ и специализированных банков данных в виде системы программ и библиотек многогрупповых констант CONSYST/БНАБ, которые представляют собой замкнутую методическую базу для обеспечения надежными, верифицированными константами нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и радиационной защиты, включая расчеты ядерной безопасности.

– Впервые создана совокупность методик, алгоритмов, вычислительных программ и специализированных банков данных в виде системы программ и архивов данных ИНДЭКС, которые представляют собой замкнутую методическую базу для обеспечения численной оценки величин погрешности рассчитываемых реакторно-физических характеристик.

– Разработанные алгоритмы и программные комплексы позволяют проводить и получать научно обоснованные оценки расчетных погрешностей нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с использованием единой методической базы на основе файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД и библиотек многогрупповых констант БНАБ-РФ. Ранее такие расчеты были невозможны.

– Разработанные алгоритмы не имеют отечественных аналогов, а от имеющихся зарубежных аналогов отличаются тем, что приспособлены к алгоритмам и формам представления данных, используемым в отечественных программах расчета характеристик быстрых реакторов.

Практическая значимость

– Разработанные алгоритмы и программные комплексы являются обоснованной, верифицированной научно-методической базой для проведения массовых высокоэффективных расчетов, как инженерными, так и прецизионными методами.

– Разработанные методики на основе программного комплекса CONSYST и библиотек многогрупповых констант БНАБ (БНАБ-93 и БНАБ-РФ) внедрены в российские коды расчетов НФХ активных зон быстрых реакторов, в расчеты ядерной безопасности при обращении с топливом и моделировании активных зон быстрых реакторов на физических стендах БФС. Унификация привязки расчетных кодов к константной базе на единой методической основе обеспечивает прозрачность процедуры получения расчетных результатов, надежность их верификации и получение гарантированной точности рассчитываемых характеристик.

– Созданные методики на основе системы программ и архивов данных ИНДЭКС, которая в качестве составляющих элементов содержит программный комплекс CORE и банки данных различного назначения LUND, LEMEX и др., позволяют обеспечить решение задачи о повышении точности расчетных предсказаний физических характеристик проектируемых реакторных установок по результатам интегральных экспериментов (в том числе, экспериментов на критических и подкритических экспериментальных физических стендах и работающих реакторах, экспериментов по защите от излучений). Решение этой задачи ведет, в конечном счете, к повышению надежности, безопасности и экономичности реакторных установок и установок внешнего топливного цикла.

– С использованием развитой методики на основе системы ИНДЭКС получены величины константной погрешности расчетов с учетом результатов выполненных интегральных и макроскопических экспериментов на критических сборках и реакторах. Рассчитаны отдельные вклады в погрешность расчета величины $K_{эфф}$ для моделей активных зон перспективных быстрых реакторов от различных нейтронных данных, как без учета (уровень «микроданных»), так и с учетом интегральных экспериментов. Рассмотрение величин этих вкладов и определение наиболее значимых дает возможность поставить задачу о снижении расчетных

погрешностей путем планирования дополнительных экспериментов, направленных на уточнение ядерно-физических констант.

– Разработанные алгоритмы на основе системы ИНДЭКС могут применяться наряду с другими известными алгоритмами (например, метод GRS). Однако, с точки зрения его использования, на сегодня он не имеет известных аналогов. Использование этого алгоритма является ключевым фактором при оценке константной составляющей погрешности расчетов с учетом результатов выполненных интегральных и макроскопических экспериментов на критических сборках и реакторах.

– Надо отметить, что необходимость подготовки надежных и сертифицированных нейтронных и фотонных ядерно-физических данных возникает и при анализе переходных процессов в ядерных и электроядерных реакторных установках при обосновании их безопасности, при оптимизационных расчетах, при решении многих практических задач. Все эти расчеты могут быть обеспечены константами с использованием системы CONSYST/БНАБ, а обоснование погрешностей рассчитываемых характеристик может быть обеспечено путем использования методик системы кодов и архивов данных ИНДЭКС.

Достоверность полученных результатов

Разработанные автором алгоритмы, подпрограммы и программный комплекс CONSYST, и его современный аналог CONSYST-RF, прошли тестирование, как на представительных наборах тестовых задач, так и в практических задачах. Разработанные методики внедрены в российские инженерные коды TRIGEX, JAR-FR, ГЕФЕСТ – для расчетов активных зон реакторов типа БН, FACT-BR – для расчетов реактора БРЕСТ-300, REACTOR – для расчетов реактора СВБР-100, отечественные комплексы программ КАСКАД и КАТРИН – для расчетов радиационной защиты, в программы PMSNSYS и KINXYZ через формат GNDL для расчетов СВБР, в код ММКК (ММККЕНО) – для прецизионных расчетов реакторов методом

Монте-Карло, оценки ядерной безопасности, и при моделировании активных зон быстрых реакторов на физических стендах БФС. Все эти коды обеспечены нейтронно-физическими константами с помощью системы CONSYST/БНАБ.

Достоверность и обоснованность полученных результатов и выводов подтверждена путем сопоставления расчетных и экспериментальных данных, результатами работ, опубликованных в ведущих научных журналах и в трудах отечественных и международных конференций.

Личный вклад автора

Основная часть результатов, связанных с положениями, выносимыми на защиту, получена автором лично. В случае совместных работ, относящихся к этим положениям, автору принадлежит ведущая роль. В работах прикладного характера, связанных с использованием разработанных методик и программ, автор принимал участие в постановке задачи, расчетах и анализе результатов.

- **Разработана система константного обеспечения CONSYST/БНАБ**, предназначенная для обеспечения нейтронно-физических расчетов реакторов, представляющая собой замкнутую методическую базу на основе комплекса вычислительных программ CONSYST и банков данных БНАБ-93 и БНАБ-РФ.
- **Создан программный комплекс CONSYST-RF** для обеспечения современными константами БНАБ-РФ нейтронно-физических расчетов реакторов и радиационной защиты, расчеты ядерной безопасности.
- **Разработана система программ и архивов данных ИНДЭКС** для выполнения работ по оценке константной составляющей расчетной погрешности;
- **Создан программный комплекс CORE** для статистического анализа расчетно-экспериментальных расхождений, корректировки констант и оценки погрешностей;

- Создана библиотека **LUND** ковариационных матриц погрешностей групповых констант БНАБ-93;
- Создана библиотека **LEMEX** результатов экспериментов;
- Проведена верификация и валидация системы константного обеспечения **CONSYST/БНАБ** в расчетах экспериментальных бэнчмарк моделей в связке с нейтронно-физическими кодами TRIGEX, ММКК и МСНР, с использованием библиотек групповых констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ;
- Получены оценки величин константной составляющей погрешности результатов нейтронно-физических расчетов моделей быстрых реакторов. Проанализированы и выявлены основные источники погрешности.

Апробация

Материалы диссертации были представлены и обсуждались на научных конференциях и семинарах:

- на Международных конференциях
 - Radiation Shielding ICRS-12 & RPSD-2012, Japan
 - Radiation Shielding & 19th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of the ANS ICRS-13 & RPSD-2016, France
 - Global-2015: “Nuclear Fuel Cycle for a Low-Carbon Future”, Франция
 - PHYSOR 2004 “The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems - Global Developments”, USA
 - PHYSOR 2014 – The Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future, Japan
 - PHYSOR 2016 – Nuclear Data, Evaluations & Libraries, USA
 - Nuclear Data for Science and Technology: Germany – 1991, USA – 1994 & 2005, France – 2007, USA – 2013, Belgium – 2016
 - Nuclear Criticality Safety ICNC-2003, & ICNC-2007
 - International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), Korea

- Mathematics, Computational Methods and Reactor Physics (M&C), 2009
- WONDER 2012 - 3rd International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor Applications", France
- на Российских научных конференциях и семинарах
 - Межведомственном семинаре «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» (НЕЙТРОНИКА), Обнинск, 2001-2016 гг.
 - 10-й Юбилейной Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», Обнинск, 2015
 - Международной научно-технической конференции «МНТК-2016»: «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Москва, 2016

Публикации

По теме диссертации опубликованы 68 публикаций, из них: 37 статей в ведущих российских и зарубежных журналах (21 из них входят в Перечень ВАК), главы в 3-х коллективных монографиях, 14 статей в рецензируемых сборниках трудов российских и международных конференций, получено 14 свидетельств о государственной регистрации баз данных и программ для ЭВМ. В базе данных Scopus зарегистрирована 31 работа автора, 33 работы зарегистрированы в РИНЦ.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, одного приложения, списка литературы из 115 наименований, содержит 202 страницы, 31 таблицу и 35 рисунков.

ГЛАВА 1. СИСТЕМА КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ CONSYST/БНАБ

1.1 От файлов нейтронных данных к групповым константам

Многолетний опыт использования системы констант БНАБ и, в частности, версии **БНАБ-93** в расчетах реакторов всех спектральных классов и назначений, а также и в расчетах ядерной безопасности и радиационной защиты, показал ее высокую эффективность.

Вместе с тем, за истекшее со времени создания системы констант БНАБ-93 время (уже более 20 лет), существенно пополнились и уточнились данные о нейтронно-ядерных взаимодействиях. Сейчас в полном виде эти данные сосредоточены в файлах оцененных данных ENDF/B-VI.8 и VII.0, JEF-2.2 и JEFF-3.1, JENDL-3.3, в том числе, и в Российской библиотеке файлов оцененных нейтронных данных РОСФОНД, отражающей уровень знаний на тот период времени.

Работы по созданию первой версии национальной библиотеки файлов оцененных ядерных данных были начаты в 2005 году и в настоящее время в библиотеке РОСФОНД аккумулированы оценки нейтронных сечений для большого числа (около 700) важных и второстепенных материалов, которые отобраны из файлов оцененных данных (ENDF/B-VI.8 и VII.0, JEF-2.2 и JEFF-3.1, JENDL-3.3, БРОНД-2, ФОНД-2.2) на основе тщательного сравнительного анализа.

Таким образом, был подготовлен плацдарм для разработки и создания новых версий систем констант на основе файлов РОСФОНД. Для удобства работы с файлами РОСФОНД и привлечения к работе специалистов других организаций отрасли был создан интернет вэб-сайт <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php>. На рисунке 1.1 приведен «скрин-шот» вэб-странички РОСФОНД на сайте константной лаборатории БНАБ ГНЦ РФ-ФЭИ и в секции МАГАТЭ по ядерным данным.

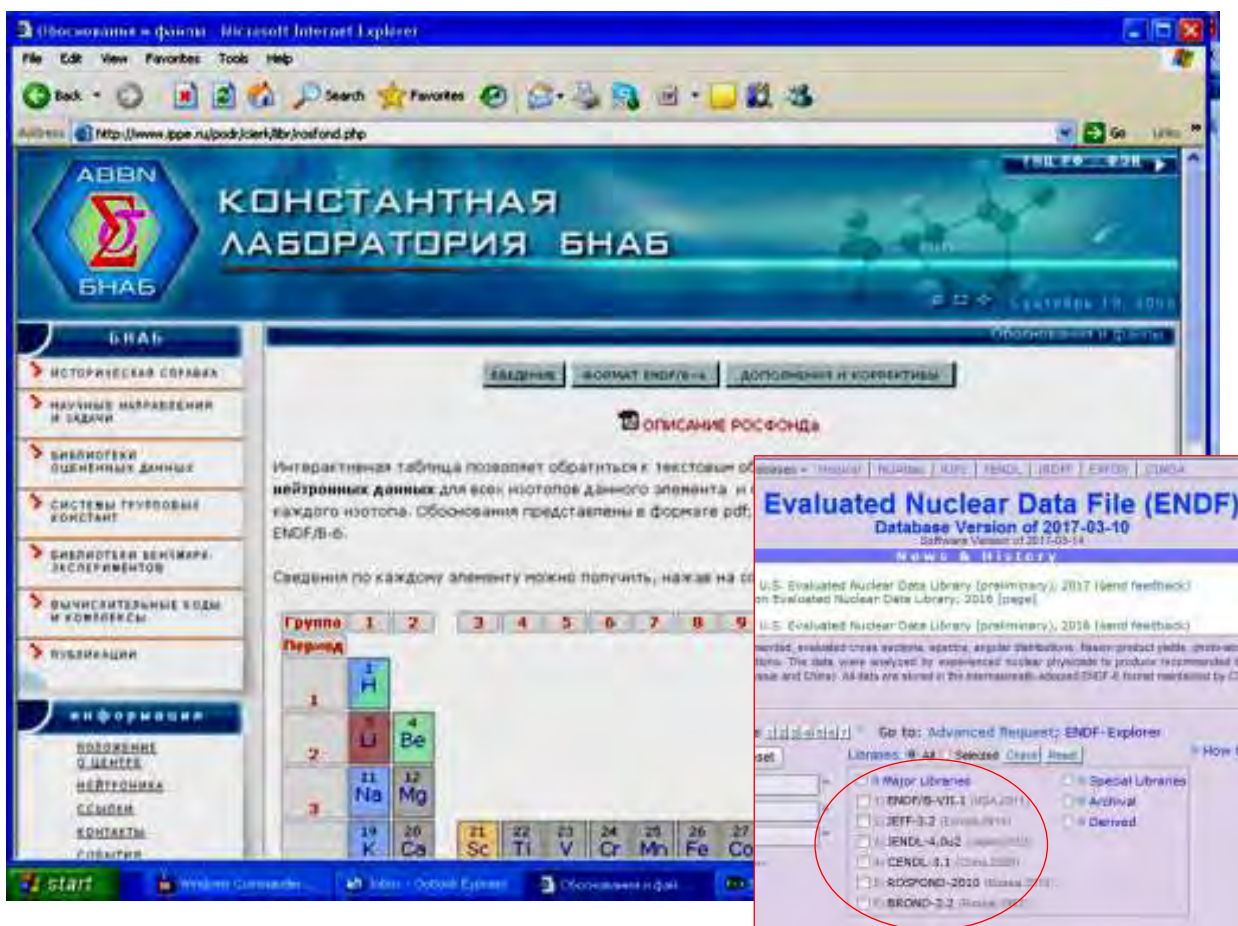


Рисунок 1.1 – «Скрин-шот» интернет вэб-странички РОСФОНД на сайте ГНЦ РФ-ФЭИ и в секции МАГАТЭ по ядерным данным

В связи с высокой детальностью представления данных, их чрезвычайно большим объемом и весьма сложной структурой, непосредственное использование файлов оцененных нейтронных данных (как из библиотеки РОСФОНД, так и из ENDF/V, JEFF, JENDL, или иной) в инженерных расчетах не всегда целесообразно. Хотя надо сказать, что ситуация в настоящее время существенно изменилась. Мощности компьютеров выросли на порядки. Появились новые технологии программирования, 32 и 64 битные процессоры, возможность распараллеливания вычислительного процесса и прочее, что дало толчок к развитию новых программ и методов расчета с учетом появившихся новых возможностей, как, например, кодов на основе метода Монте-Карло.

Все эти обстоятельства побудили к созданию новой, усовершенствованной версии системы групповых констант БНАБ нового

поколения БНАБ-РФ. Надо сказать, что представление в многогрупповом виде является традиционным путем использования файлов оцененных ядерных данных на практике. В предыдущей версии системы констант БНАБ-93 уже появилась возможность проводить расчеты не только в традиционном 26-ти (или 28-ми) групповом разбиении, но и с большим числом групп – в 299-ти группах. Это позволило существенно повысить точность расчетов и уменьшить константную составляющую погрешности, связанную с методикой подготовки констант. Однако в БНАБ-93 секции мультигрупповых констант (299 групп) имеются не для всех нуклидов, а лишь для небольшого их числа – около 20 наиболее важных (в БНАБ-93 это ограничение было связано, в первую очередь, с необходимостью хранения и обработки огромных массивов информации и маломощностью имеющихся в то время компьютеров).

Существенной особенностью новой системы констант БНАБ-РФ, в отличие от всех предыдущих версий, в том числе, от БНАБ-93, является то, что в ней все нейтронные константы, как отдельных изотопов, так и природных смесей (более 600 материалов) представлены в 299-ти групповом энергетическом разбиении. Константы полностью получены путем алгоритмической переработки оцененных нейтронных данных библиотеки РОСФОНД с помощью программы NJOY.

В системе констант БНАБ-РФ, как и в БНАБ-93, для описания резонансной самоэкранировки сечений имеется возможность использования как метода подгрупп, имеющего более широкую область применимости, так и факторов блокировки, обеспечивающих более высокую точность учета резонансной структуры сечений при расчетах протяженных гомогенных сред.

Для учета эффектов «термализации» нейтронов в системе БНАБ-РФ, как и в БНАБ-93, предусматривается возможность применения в нижних 73-х мультигруппах (ниже энергии 4.64 эВ), специальных, так называемых «термализационных» матриц рассеяния, в которых учитывается, что

нейтроны при столкновении с ядрами, находящимися в тепловом движении, могут не только терять, но и приобретать энергию. В БНАБ-РФ эта информация существенно расширена.

В системе констант БНАБ-РФ, в отличие от БНАБ-93, предусматривается возможность описания образования и распространения гамма-излучения с числом фотонных (гамма) групп, равным 127.

Включение новых данных в систему БНАБ потребовало разработки новых алгоритмов их обработки, разработки и создания новой версии пакета программ CONSYST/БНАБ. При этом потребовалось существенное усовершенствование его основного модуля CONSYST, для работы с многогрупповыми данными, как библиотеки БНАБ-93, так и БНАБ-РФ, и обеспечения константами расчетных программ различного класса.

1.2 Константное обеспечение расчетов быстрых реакторов CONSYST/БНАБ

1.2.1 Многогрупповое уравнение переноса

В интегро-дифференциальной форме, учитывая свойства ортогональности сферических функций и полиномов Лежандра, можно записать уравнение для потока нейтронов, для простоты и наглядности в P_1 -приближении, в виде:

$$\begin{aligned} \Sigma_t(\vec{r}, E)\Phi(\vec{r}, E) = -\text{div}\vec{J}(\vec{r}, E) + \int_E^\infty \Phi(\vec{r}, E')\Sigma_s(\vec{r}, E')\tilde{P}(\vec{r}, E' \rightarrow E)dE' + \\ + \frac{1}{k} \int_0^\infty \Phi(\vec{r}, E')\nu\Sigma_f(\vec{r}, E')\chi(\vec{r}, E' \rightarrow E)dE' \end{aligned} \quad (1.1a)$$

и соответствующее уравнение для тока нейтронов:

$$\Sigma_t(\vec{r}, E)\vec{J}(\vec{r}, E) = -\frac{1}{3}\text{grad}\Phi(\vec{r}, E) + \int_E^\infty \vec{J}(\vec{r}, E')\Sigma_s(\vec{r}, E')\vec{\mu}(\vec{r}, E' \rightarrow E)\tilde{P}(\vec{r}, E' \rightarrow E)dE' \quad (1.1б)$$

Переходя в (1.1) к групповому приближению, путем интегрирования по конечным энергетическим интервалам ΔE_g , соответственно получим уравнения для групповых потоков нейтронов и токов:

$$\Sigma_{t,0}^g(\vec{r})\Phi_g(r) = -\text{div}\vec{J}_g(\vec{r}) + \sum_{g'=1}^g \Phi_{g'}(\vec{r})\Sigma_{s,0}^{g'}(\vec{r})\tilde{P}^{g'\rightarrow g} + \frac{1}{k} \sum_{g'=1}^N \Phi_{g'}(r)\nu\Sigma_{f,0}^{g'}(\vec{r})\chi^{g'\rightarrow g} \quad (1.2a)$$

$$\Sigma_{t,1}^g(\vec{r})\vec{J}_g(\vec{r}) = -\frac{1}{3}\text{grad}\Phi_g(\vec{r}) + \sum_{g'=1}^g \vec{J}_{g'}(\vec{r})\Sigma_{s,1}^{g'}(\vec{r})\bar{\mu}^{g'\rightarrow g}\tilde{P}^{g'\rightarrow g} \quad (1.2б)$$

где, как мы видим, средне-групповые параметры взаимодействия нейтронов со средой (групповые константы) в уравнении (1.2a) усредняются с весом потока $\Phi(r, E')$ и поэтому их координатная зависимость обусловлена, как координатной зависимостью ядерных концентраций, так и координатной зависимостью самого потока, а групповые константы, фигурирующие в уравнении (1.2б), усредняются с весом тока нейтронов $\vec{J}(r, E')$.

1.2.2 Диффузионное приближение

Наибольшее количество программ, использующихся в практических расчетах, решают уравнение переноса нейтронов в диффузионном приближении. Для получения вида уравнения переноса в диффузионном приближении перенесём последний член в правой части уравнения (1.2б) для точки r , лежащей в пределах гомогенной зоны m , в левую часть и объединим со стоящим в этой части членом и введем понятие «транспортного сечения»:

$$\Sigma_{tr}^g(\vec{r})\vec{J}_g(\vec{r}) = -\frac{1}{3}\text{grad}\Phi_g(\vec{r}) \quad (1.3a)$$

где

$$\Sigma_{tr}^g(\vec{r}) = \Sigma_{t,1,m}^g - \sum_{g'=1}^g \frac{\vec{J}_{g'}(\vec{r})}{\vec{J}_g(\vec{r})} \Sigma_{s,1,m}^{g'} \bar{\mu}^{g'\rightarrow g} \tilde{P}^{g'\rightarrow g} \quad (1.3б)$$

Транспортное сечение $\Sigma_{tr,m}^g$ содержит зависимость от координат через отношение токов нейтронов разных групп $\vec{J}_{g'}(\vec{r})/\vec{J}_g(\vec{r})$. При этом для тока нейтронов имеем простую связь с градиентом потока, называемую законом Фика:

$$\vec{J}_g(\vec{r}) = -\frac{1}{3\Sigma_{tr,m}^g} \text{grad}\Phi_g(\vec{r}) \quad (1.4)$$

Подставив выражение (1.4) в уравнение (1.2a) получим уравнение диффузии:

$$-\frac{1}{3\Sigma_{tr,m}^g} \nabla^2 \Phi_g(\vec{r}) + \Sigma_{t,m}^g \Phi_g(\vec{r}) = \sum_{g'=1}^g \Phi_{g'}(\vec{r}) \Sigma_{s,m}^{g'} \tilde{P}^{g' \rightarrow g} + \frac{1}{k} \sum_{g'=1}^N \Phi_{g'}(\vec{r}) \nu \Sigma_{f,m}^{g'} \chi^{g' \rightarrow g} \quad (1.5)$$

где $\Sigma_{t,m}^g = \Sigma_{e,m}^g + \Sigma_{in,m}^g + \Sigma_{c,m}^g + \Sigma_{f,m}^g$; $\nabla^2 \Phi_g = \text{div grad} \Phi_g$. Величину $D_m^g = \frac{1}{3\Sigma_{tr,m}^g}$

называют коэффициентом диффузии нейтронов группы g в зоне m .

Точность диффузионного приближения существенно зависит от того, как определено транспортное сечение.

Один из простейших и употребительных способов оценки транспортного сечения состоит в использовании так называемого « B^2 -приближения» для оценки отношений $\vec{J}_{g'}(\vec{r})/\vec{J}_g(\vec{r})$.

1.2.3 B^2 -приближение

Если допустить, что внутри достаточно протяженной гомогенной активной зоны реактора устанавливается асимптотический спектр $\Phi_g(r) = \Phi_{g,ass}$, форма которого определяется только свойствами среды, то спектр тока не должен зависеть от координат $J_g(r) = J_{g,ass}$ и отношение $\nabla^2 \Phi_g(r)/\Phi_g(r)$ также не будет зависеть от координат и будет равно некоторой величине, которую обозначим B^2 . Нас интересует оценка асимптотического спектра в протяженной зоне строго критического реактора с $k_{эфф} = 1$. Это значит, что и в каждой протяженной гомогенной зоне критического реактора либо избыток рождающихся в ней при делении нейтронов компенсируется утечкой из зоны, либо недостаток нейтронов компенсируется притоком из других зон. Получим уравнение (1.5) в B^2 -приближении при условии критичности ($k_{эфф} = 1$):

$$\left[-\frac{B^2}{3\Sigma_{tr,m}^g} + \Sigma_{t,m}^g \right] \Phi_{g,ass} = \sum_{g'=1}^g \Phi_{g',ass} \Sigma_{s,m}^{g'} \tilde{P}^{g' \rightarrow g} + \sum_{g'=1}^N \Phi_{g',ass} \nu \Sigma_{f,m}^{g'} \chi^{g' \rightarrow g} \quad (1.5a)$$

Параметр B^2 является собственным числом уравнения (1.5a). Поскольку решение рассматриваемого однородного уравнения определено с точностью до постоянного множителя, то этот множитель определяется обычно при

условии $\sum_{g=1}^N \Phi_{g',ass}^0 \nu \Sigma_{f,m}^{g'} \chi^{g' \rightarrow g} = \bar{\chi}^g$, где $\bar{\chi}^g$ - вероятность попадания нейтрона деления в группу g , усреднённая по всем делящимся ядрам. Уравнение (1.5а) решается итерационно. Определяется число нейтронов деления $k_0 = \sum_{g=1}^N \Phi_{g',ass}^0 \nu \Sigma_{f,m}^{g'}$ и уточняется спектр нейтронов деления по формуле $\bar{\chi}_1^g = \frac{1}{k_0} \sum_{g=1}^N \Phi_{g',ass}^0 \nu \Sigma_{f,m}^{g'} \chi^{g' \rightarrow g}$. Далее транспортные сечения оцениваются по формуле (1.3б), приняв $\vec{J}_{g'}(r) / \vec{J}_g(r) = \Phi_{g',ass}^0 / \Phi_{g,ass}^0$.

1.2.4 Сеточные инженерные программы

В настоящий момент для расчетов активной зоны реакторов БН реально используются трехмерные, диффузионные, многогрупповые программы TRIGEX, JAR-FR, ГЕФЕСТ, для расчетов активной зоны реактора БРЕСТ-300 используется программа FACT-BR, для расчетов реактора СВБР используется программа REACTOR.

Программа TRIGEX (разработка ГНЦ РФ-ФЭИ) предназначена для трехмерного расчета быстрых реакторов в гексагональной геометрии, что отражено в ее названии. В последнее время она позволяет рассчитывать реакторы и с квадратной решеткой. При построении численной схемы используется улучшенная крупносеточная дискретизация уравнения переноса в диффузионном приближении. Количество энергетических групп в настоящее время расширено до 26, а число расчетных зон до 50000. Возможно решение однородной задачи и задачи с внешним источником, а также сопряженной задачи, что позволяет проводить расчет функционалов теории возмущений. TRIGEX достаточно широко используется в научно-исследовательских и проектных проработках быстрых реакторов БН (БН-600, БН-800, CEFR, инновационные проекты). Существенной особенностью

программы является наличия модуля FFCP³ для гомогенизации гетерогенно блокированных констант путем расчета одномерной ячейки (плоскость, сфера, цилиндр), что позволяет использовать программу для анализа экспериментов на критических сборках БФС и др. для учета их сложной гетерогенной структуры. Для привлечения накопленной на БН-600 экспериментальной информации на базе кода TRIGEX была разработана система ModExSys [61], позволяющая отслеживать кампанию реактора, составы активной зоны в процессе выгорания топлива и поглотителя, и моделировать реальные условия эксплуатации реакторной установки.

Программа JAR-FR (разработка НИЦ «Курчатовский Институт») широко используется в ОКБМ в проектных разработках реакторов БН, как и для анализа инновационных проектов быстрых реакторов. В ней, также как и в TRIGEX, производится расчет нейтронно-физических характеристик реактора в многогрупповом диффузионном приближении. В программе реализованы эффективные методики повышенной точности. Реализовано решение однородной прямой и сопряженной задач, а также задачи с внешним источником. Программа продолжает интенсивно развиваться, в том числе, для решения задач пространственной нейтронной кинетики с целью обеспечения расчетов динамики перспективных реакторов.

В программах TRIGEX и JAR-FR реализованы алгоритмы расчета классической теории возмущений первого порядка (в JAR-FR реализованы также формулы обобщенной теории возмущений для расчета коэффициентов чувствительности дробно-линейных функционалов). Решается уравнение, сопряженное уравнению переноса (1.5), и находится ценность $\Phi_g^+(r)$ по отношению к асимптотической мощности:

$$-\frac{1}{3\Sigma_{tr,m}^g} \nabla^2 \Phi_g^+(\vec{r}) + \Sigma_{t,m}^g \Phi_g^+(\vec{r}) = \Sigma_{s,m}^g \sum_{g'=1}^g \Phi_{g'}^+(\vec{r}) \tilde{P}^{g \rightarrow g'} + \frac{v \Sigma_{f,m}^g}{k} \sum_{g'=1}^N \Phi_{g'}^+(\vec{r}) \chi^{g \rightarrow g'} \quad (1.6)$$

³ Программа проводит расчет цилиндрической или плоско-параллельной ячейки в V²-приближении с использованием метода вероятностей первых столкновений (ВПС). Резонансная самоэкранировка сечений учитывается с помощью метода подгрупп.

Простыми вычислениями легко показать, что если уравнение (1.5) умножить на $\Phi_g^+(r)$, а уравнение (1.6) на $\Phi_g(r)$, проинтегрировать полученные произведения по всему объёму реактора и сложить интегралы по всем группам, то получим в точности одинаковые результаты. Это условие и является условием сопряженности уравнений. Доказано, что собственные числа сопряженных уравнений совпадают, т.е. значения k в уравнениях (1.5) и (1.6), обеспечивающие нетривиальные решения рассматриваемых однородных уравнений, одни и те же. Физический смысл сопряженной функции однородного условно-критического уравнения переноса был вскрыт Л.Н.Усачёвым⁴.

Комплекс ГЕФЕСТ (разработка ВНИИАЭС) создан для эксплуатационных нейтронно-физических расчетов реакторов типа БН в многогрупповом (от 1 до 26 групп) диффузионном приближении в трехмерной гексагональной геометрии. В настоящее время комплекс эксплуатируется на БАЭС с реактором БН-600 и БН-800. Комплекс ГЕФЕСТ позволяет вычислять поля нейтронов и распределение энерговыделений во всех точках расчетной модели реактора с учетом реального положения и движения стержней СУЗ. Важной составной частью комплекса является топливный архив, содержащий паспортные данные ТВС, их характеристики, отражающие режим выгорания в период пребывания сборки в реакторе. Для вычисления эффектов реактивности в комплексе реализованы алгоритмы теории возмущений. Имеется возможность решать уравнения кинетики в квазистатическом приближении.

Программа ФАСТ-BR (разработка НИКИЭТ) используется в проектных разработках быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300. Для расчета трехмерного поля плотности потока нейтронов и распределения мощности в программе используется малогрупповое диффузионное приближение. Уравнения диффузии решаются нодальным методом Асью-

⁴ Усачев Л.Н. Уравнение для ценности нейтронов и теория возмущений. В сб. «Реакторостроение и теория реакторов». М. Изд-во АН СССР. 1955.

Такеда. В качестве блока нейтронных данных в FACT-BR используется система подготовки нейтронных сечений CONSYST с библиотекой констант БНАБ-93.

Программа REACTOR (совместная разработка ИПМ и ОКБ «Гидропресс») используется в проектных разработках инновационного быстрого реактора со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР-100.

Все упомянутые инженерные коды обеспечиваются 26-ти и 28-ми групповыми константами с помощью специально созданной для этих целей программы PRECONS [62], входящей в состав системы программ CONSYST/БНАБ.

1.2.5 Программы на основе DSn-метода

Они представляют собой класс прецизионных вычислительных кодов. К ним относятся коды DSn-метода, как, например, упомянутые выше: отечественный комплекс программ КАСКАД-КАТРИН (разработка ИПМ), зарубежные коды метода дискретных ординат DORT и TORT, а также программы PMSNSYS и KINXYZ (разработка ОКБ «Гидропресс»). Эти коды решают уравнение переноса с разложением индикатрисы рассеяния по полиномам Лежандра.

Как мы видели, уравнения (1.3) и (1.4) в диффузионных программах решаются приближенными методами. Встаёт вопрос – коль скоро пространственное распределение потока нейтронов приходится рассчитывать конечно-разностными методами, не применить ли конечно-разностную аппроксимацию и для углового распределения нейтронного потока? Для решения задачи в кинетических программах рассматривается так называемое « P_N -приближение», состоящее в разложении углового распределения потока нейтронов в ряд по ортогональным сферическим функциям $Y_{n,m}(\varphi, \theta)$ с ограничением первыми N членами разложения по n (на практике обычно ограничиваются P_5 -приближением). Метод решения уравнения переноса

получил название метода дискретных ординат. Соответствующие константы⁵ для решения уравнений поставляются программой CONSYST в формате ANISN и GNDL.

1.2.6 Программы метода Монте-Карло

Монте-Карловские программы развивались достаточно давно. Широко известна в России разработанная А.Д. Франк-Каменецким, а затем развитая специалистами ФЭИ, программа ММК-ФК. Продолжением этого направления стала программа MSU [63], получившая также широкое распространение.

Дополнительный импульс развитию, а самое главное широкому применению в реальной научной и проектной практике, дало бурное развитие вычислительной техники. Наряду с российскими кодами в практику стали внедряться и зарубежные – программа KENO [64] и широко известная программа MCNP. На базе ММК-ФК2 [65] и KENO был разработан программный комплекс ММККЕНО [52], который сегодня широко применяется в ФЭИ при планировании и анализе экспериментов на критических сборках БФС и для проведения прецизионных поверочных расчетов реакторов БН-600, БН-800.

Программа ММК-ФК2 (разработка ФЭИ) предназначена для расчетов эффективного коэффициента размножения при оценке ядерной безопасности при обращении с ядерным топливом (производство, транспортировка, хранение). Особенностью программы является проведение расчетов в 28-ми группах с использованием подгруппового описания резонансной структуры сечений для каждого из входящих в состав среды нуклидов.

Программа ММККЕНО (разработка ФЭИ, современное название ММКК) включает в себя модифицированную версию программы KENO-Va с включенными в нее модулями из ММК-ФК: OOVH – для расчета реактора с гексагональными кассетными структурами, HRAN – для расчета реактора с

⁵ Следует отметить, что угловая зависимость сечений (полного и др.) при этом не предусмотрена.

квадратной и прямоугольной решетками, а также ряд др. Программа обладает высокой эффективностью и в разы, а то и на порядок по скорости превосходит программу KENO-VI, которая предоставляет подобные же расчетные возможности. В ММКК реализованы опции расчета величины эффективной доли запаздывающих нейтронов, вычисления возмущений $k_{эфф}$ за счет изменения материалов, расчет коэффициентов чувствительности. Программа входит в состав программного комплекса СКАЛА [66] оценки ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом.

Американская программа MCNP хорошо известна. Минимальные приближения и широкие возможности способствуют ее быстрому внедрению в практику научных поисковых работ в области физики быстрых реакторов, анализа экспериментов на критических сборках [67]., в расчетах критической безопасности особенно [68]. Следует лишь отметить, что в отличие от США у нас используется и групповая версия этой программы. Для обеспечения этой возможности был разработан специальный интерфейс к константной системе БНАБ (модуль FORMCNP [69]).

Отметим, что как в ММКК KENO, так и в MCNP имеется возможность проведения расчетов в подгруппах, т.е. с числом групп в несколько тысяч и более. Это обеспечивается наличием в системе CONSYST/БНАБ специального модуля SUBGRAN [70].

Все вышеупомянутые коды метода Монте-Карло обеспечиваются 28-ми или 299-ти групповыми константами с помощью специально созданной для этих целей программы FORAN [71], входящей в состав системы программ CONSYST/БНАБ (с возможностью подключения модуля SUBGRAN при необходимости проведения подгрупповых расчетов).

Программа MCU (разработка НИЦ «Курчатовский Институт») получила широкое распространение в расчетах тепловых реакторов, прежде всего, но в настоящее время версия MCU-BR используется для расчетов проектов инновационного быстрого реактора БРЕСТ. В качестве константной базы программа использует банк данных MDBBR50 на основе

файлов РОСФОНД в формате ACE и версию БНАБ/MCU констант БНАБ-93.

1.2.7 Расчеты изотопной кинетики

Для расчетов изотопной кинетики и определения изотопного состава с выгоранием топлива в процессе кампании широкое распространение получили программы CARE [72] (разработка ФЭИ) и программа ORIGEN из состава американской системы расчетов ядерной безопасности SCALE [73].

Программы ORIGEN и CARE привязаны полностью к константам БНАБ-93 с использованием программы CONSYST и ряда дополнительных модулей системы подготовки констант CONSYST/БНАБ. Обе программы предназначены, в частности, для исследования вопросов внешнего топливного цикла (хранение, транспортировка и переработка топлива), исследований в области обращения с радиоактивными отходами (трансмутация РАО) и т.п.

Программа CARE, используя на входе концентрации изотопов, нейтронный поток и время облучения, рассчитывает изотопную кинетику ядер топливных элементов, учитывая ядерные превращения при радиоактивном распаде и при нейтронных взаимодействиях вызывающих деление, радиационный захват, и реакции $n,2n$ и $n,3n$. CARE используется как самостоятельно, так и при расчетах выгорания, в частности, в комплексе TRIGEX.

Схема константного и программного обеспечения расчетов быстрых реакторов и взаимодействие программ подготовки констант с расчетными кодами представлена на рисунке 1.2. Как это видно из схемы, программа CONSYST является базовой расчетной и управляющей программой в системе. Передача данных от программы CONSYST ко всем расчетным программам осуществляется через внутренний обменный файл данных GMF (так называемый «General Micro Format»). Обеспечение же расчетных кодов необходимыми наборами констант осуществляется с использованием специальных программ и процедур комплекса.

В новой версии комплекса программ **CONSYST-RF** [74] подготовки констант к нейтронно-физическим расчетам с использованием новой системы многогрупповых констант БНАБ-РФ [75], как основные, используются алгоритмы, реализованные в предыдущей версии программы переработки констант **CONSYST**, предназначенной для обработки констант БНАБ-93, но с существенными модификациями. При этом в полной мере учтен опыт эксплуатации БНАБ-93 и расширено использование возможностей компьютеров и новых операционных систем.

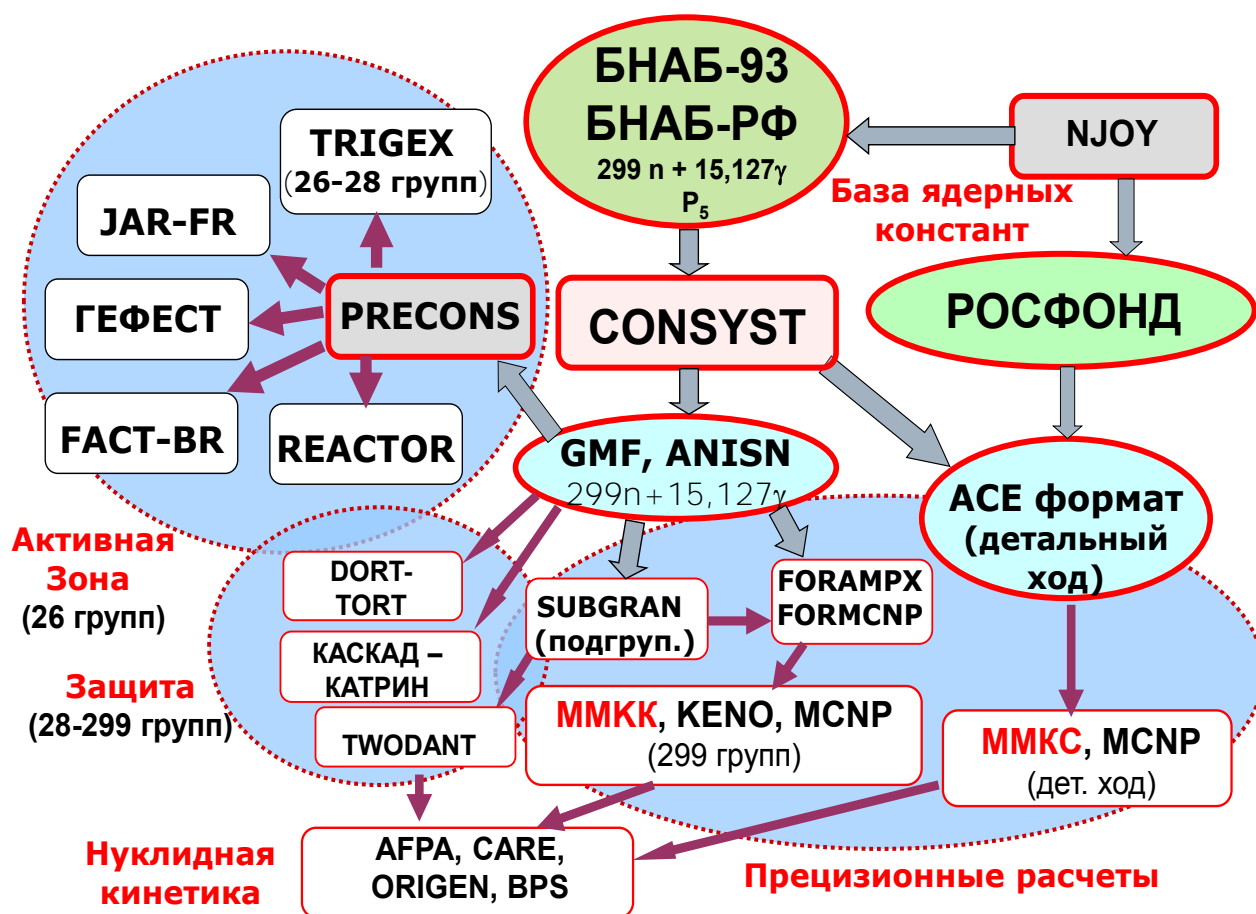


Рисунок 1.2 – Схема константного и программного обеспечения расчетов быстрых реакторов и взаимодействие программ подготовки констант с расчетными кодами

1.3 Методика подготовки констант в комплексе CONSYST

CONSYST обеспечивает расчет гомогенизированных нейтронных констант среды с учетом резонансной блокировки сечений отдельных изотопов, термализации констант в тепловой области и гетерогенности среды

(если таковая существенна) на основе библиотек констант БНАБ (БНАБ-93 или БНАБ-РФ), с учетом анизотропии рассеяния в приближениях, предусмотренных возможностями исходной библиотеки констант БНАБ (для нейтронных констант вплоть до P_5 -приближения). Предусмотрена также подготовка констант для расчета энерговыделения и образования фотонов в нейтронных реакциях, и констант для расчета распространения фотонов в среде. Главной же и наиболее сложной задачей является подготовка нейтронных констант, которые могут готовиться для проведения нейтронно-физических расчетов в 26-ти, 28-ми или в 299-ти групповом приближении (стандартные режимы), но также по желанию пользователя в любом ином числе энергетических групп, меньшем 299.

При подготовке сечений изотопов резонансная блокировка учитывается с помощью факторов резонансной самоэкранировки (f -факторы Бондаренко), которые представлены в константах БНАБ в зависимости от энергии нейтронов, температуры среды и сечения разбавления другими материалами.

Для расчета констант в тепловой области при мультигрупповых расчетах или мультигрупповой подготовке констант с последующей сверткой в меньшее число групп следует использовать библиотеку 73 групповых термализационных P_0 - и P_1 - матриц рассеяния, представленных в зависимости от температуры среды.

Гетерогенная структура среды при расчете гомогенизированных констант, как правило, учитывается только в приближении теоремы эквивалентности. При этом предусмотрено две возможности: 1) задание так называемого δ -рассеивателя – дополнительного материала с именем "D-SC" и 2) задание ячейки – блока данных GETER.

В первом случае в каждую зону, размеры которой, сравнимы с длиной свободного пробега, должен быть введен в подходящей концентрации δ -рассеиватель (материал с именем "D-SC"). Это материал с постоянным полным сечением, равным сечению рассеяния без потери энергии и без

изменения направления движения нейтрона (полное сечение равно 1 барн; средний косинус угла рассеяния равен единице). Введение δ -рассеивателя, очевидно, не оказывает непосредственного влияния на распространение нейтронов в среде. Его косвенное влияние обусловлено только тем, что δ -рассеиватель дает вклад в сечение разбавления и тем самым влияет на резонансную самоэкранировку сечений материалов, входящих в состав среды. Концентрация δ -рассеивателя выбирается равной $1/\bar{l}$, где \bar{l} – средняя хорда, которая в простейшем случае изолированных блоков равна $\bar{l}=4V/S$, где V – объем, а S – поверхность блока. Концентрацию δ -рассеивателя пользователь задаёт сам.

При использовании второй возможности пользователь может поручить расчеты по теореме эквивалентности программе CONSYST, задав геометрию и состав ячейки гетерогенной решетки в отдельном блоке задания GETER. В этом случае концентрация « δ -рассеивателя» будет определена с учетом так называемой «поправки Данкова» на взаимодействие блоков в бесконечной периодической решетке и так называемого «фактора Белла», зависящего от толщины блока, которые будут вычислены с учетом геометрии гетерогенной ячейки.

При проведении 299-ти групповых расчетов можно проводить учет резонансной самоэкранировки сечений в подгрупповом приближении для одного и более материалов с использованием автономной программы SUBGRAN. Для остальных материалов резонансная самоэкранировка будет учитываться с помощью f -факторов Бондаренко или в приближении δ -рассеивателя.

Групповые константы с помощью программы CONSYST могут быть подготовлены для проведения расчетов в одном из следующих приближений:

- с учетом анизотропии упругого рассеяния в P_5 -приближении и анизотропии неупругого рассеяния в P_1 -приближении – для расчетов в S_n -

приближении (TWO-DANT и др.) или расчетов методом Монте-Карло (ММКК и др.).

- в различных вариантах транспортного приближения (т.е. без учета анизотропии рассеяния) – для расчетов, например, методом ВПС и т.п.;
- в диффузионном приближении, широко используемом при инженерных расчетах (TRIGEX и др.).

Во всех случаях анизотропия полного сечения, обусловленная резонансной самоэкранировкой, учитывается не точнее, чем в транспортном приближении. Анизотропия полного сечения обусловлена различием между резонансной структурой глобального потока нейтронов в среде и структурой тока. В результате этого различия полное сечение $\Sigma_{t,0}$, определенное как сумма макроскопических сечений рассеяния, захвата и деления, усредненных по резонансной структуре с весом потока, не равно полному сечению $\Sigma_{t,1}$, усредненному с весом тока нейтронов. Транспортное приближение по отношению к анизотропии полного сечения состоит в том, что для 2-ой и более высоких угловых гармоник нейтронного потока используется полное сечение, усредненное по спектру первой угловой гармоники – по спектру тока. Известно, что усреднение полного сечения по резонансной структуре тока оправдано только при расчете прохождения нейтронов через протяженные среды (содержащие много длин пробега). При расчете ячеек гетерогенных решеток реакторов применение этого приближения становится необоснованным. В этом случае, а также при расчете альбедо для сред, обладающих резонансной структурой сечений, целесообразнее использовать в уравнении переноса полное сечение, усредненное по спектру потока $\Sigma_{t,0}$. Такую возможность предоставляет пользователю программа CONSYST.

В программе CONSYST предусмотрена возможность подготовки данных для расчета источников фотонов, порождаемых в результате нейтронных реакций. Также могут быть подготовлены константы и для расчета фотонных полей. В этом случае всегда предполагается учет анизотропии рассеяния.

В процессе подготовки констант для расчета нейтронных полей готовятся микроскопические групповые константы нуклидов, входящих в состав зон рассчитываемого реактора или защиты, используемые для расчета макроконстант. Они же используются также для расчета большинства важнейших функционалов нейтронных полей, а именно тех, которые определяются скоростями нейтронных реакций.

Предусмотрена также возможность проведения расчетов с возмущением констант, т.е. с временным изменением перед расчетом табличных значений констант для одного или нескольких нуклидов путем умножения их на некоторые множители, определяемые пользователем. Это позволяет рассчитывать коэффициенты чувствительности результатов физических расчетов к групповым константам нуклидов, входящих в состав среды.

Результатом работы программы CONSYST являются наборы констант:

А. *Микроскопические* групповые константы нуклидов для всех зон блокировки. Эти данные хранятся в выходном формате GMF.

В. *Макроскопические* групповые константы для материальных зон рассчитываемой системы. Они могут быть записаны в одном из выходных форматов: ANISN (для программ TWODANT, DORT-TORT, ММКК); АРАМАКО (для программ TRIGEX, ГЕФЕСТ, JAR-FR, ФАСТ-BR, КАТРИН-КАСКАД), AMPX (для программ KENO, ММКК), а также ACE (для групповой опции программы MCNP).

В формате GMF для каждой из зон содержатся следующие групповые константы для каждого нуклида и для каждой зоны блокировки:

- $\sigma_{t,1}^m, \sigma_{t,0}^m, \sigma_c^m, \sigma_f^m, \sigma_{in}^m, \sigma_{e,0}^m, \sigma_{e,1}^m$ (средние сечения),
- γ^m (множественность нейтронов, образовавшихся в реакциях неупругого рассеяния, (n,2n) и т.п.),
- ν^m (полное число нейтронов, образовавшихся в одном акте деления),
- ξ_e^m, μ_e^m (средняя потеря летаргии и косинус угла при упругом рассеянии),

- матрица угловых моментов межгрупповых переходов $\omega_{e,l}^{m \rightarrow n}$ ($l = 0, 1, 2, \dots, NMOM \leq 5$),
- матрица вероятностей межгрупповых переходов при неупругом рассеянии $\omega_{in,0}^{m \rightarrow n}$ (для тех нуклидов, для которых задана мульти групповая матрица MF=302),
- матрица первых угловых моментов этих переходов $\omega_{in,1}^{m \rightarrow n}$ (в случае, если задана также таблица MF=312),
- термализационные матрицы сечений межгрупповых переходов и их первых угловых моментов $\sigma_{free} \omega_{th,0}^{m \rightarrow n}$ и $\sigma_{free} \omega_{th,1}^{m \rightarrow n}$, (в стандартном случае, когда результатом расчета являются 299-групповые константы, $226 < m, n < 300$).

Кроме того, в формате GMF для каждой зоны блокировки хранится оцененный в B^2 -приближении мульти групповой нейтронный спектр Φ_m , групповые коэффициенты диффузии рассматриваемой зоны D_m и генерируемый в этой зоне спектр нейтронов деления χ_m . Кроме этого для нуклидов, для которых в библиотеке содержатся только таблицы 28-ми групповых констант, в формате GMF могут храниться и некоторые не зависящие от номера зоны групповые константы – матрицы вероятностей межгрупповых переходов при неупругом рассеянии и 1-ый угловой момент – средний косинус угла рассеяния, сопровождающегося соответствующим переходом.

Доступ к файлу GMF унифицирован и осуществляется с помощью специально разработанных функций доступа.

Все программы и процедуры программного комплекса CONSYST/БНАБ написаны на алгоритмическом языке программирования Фортран-77.

Так как константы БНАБ могут храниться как в текстовом виде, так и в бинарном, то программа CONSYST позволяет проводить расчеты с использованием любого из этих двух способов хранения исходных мульти групповых констант.

Программный комплекс CONSYST/БНАБ, включая программу CONSYST и библиотеки констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ, описаны достаточно подробно и результаты расчетов с их использованием многократно докладывались на отраслевых семинарах и конференциях (см., например, [9-13]). Поэтому мы опускаем подробности, связанные с конкретным использованием комплекса CONSYST как программного средства, делается упор на описание его возможностей и особенностей алгоритмов подготовки констант.

1.3.1 Учет резонансной самоэкранировки сечений

Многие типы констант в таблицах БНАБ либо не требуют никакой алгоритмической переработки перед их использованием в расчетах (как, например, матрицы межгрупповых переходов при неупругом рассеянии), либо алгоритм подготовки констант ясен из описаний таблиц данных (например, умножение моментов межгрупповых переходов при упругом рассеянии на заблокированные сечения упругого рассеяния). В то же время целый ряд процедур подготовки констант в программе CONSYST нетривиален и требует описания. Прежде всего, это относится к процедуре учета резонансной самоэкранировки сечений.

Учет резонансной самоэкранировки сечений является одной из наиболее сложных процедур подготовки нейтронных констант к расчету. В программе CONSYST эта операция производится в предположении, что размеры зон, для которых готовятся константы, намного превышают даже максимальную длину свободного пробега нейтрона. Только в этом случае при определенных дополнительных условиях, энергетический спектр нейтронов в группе, содержащей резонансы в сечениях, может быть реалистично оценен в приближении энергетической независимости плотности столкновений и выражен в виде простой зависимости от полного макроскопического нейтронного сечения среды, что дает возможность описать резонансную самоэкранировку с помощью пространственно

независимых f -факторов Бондаренко. Использование мультигруппового приближения, в котором наиболее сильные резонансы основных реакторных материалов и интерференционные минимумы в сечениях оказываются разрешенными, резко расширяет область применимости констант БНАБ, подготовленных к расчету программой CONSYST. Дополнительным условием является предположение о том, что резонансы узки по сравнению с потерей энергии при рассеянии – так называемое «приближение узкого резонанса». Это приближение хорошо выполняется в области быстрых нейтронов, но может нарушаться в области низколежащих резонансов тяжелых ядер. Наиболее существенно эти нарушения могут сказаться при расчете сечений урана-238 или тория-232, являющихся основными поглотителями нейтронов в энергетических тепловых реакторах. В области низколежащих резонансов факторы самоэкранировки для этих материалов рассчитаны с учетом флуктуаций плотности столкновений в окрестности резонансов в приближении, когда материал поглотителя разбавлен водородом (в библиотеках БНАБ содержатся также данные для этих материалов, рассчитанные в приближении «узких резонансов»).

Другим важным предположением является допущение, что среда гомогенна. Подготовка гомогенизированных констант гетерогенных решеток в программе CONSYST также предусмотрена, но только в приближении теоремы эквивалентности, что может оказаться слишком грубым для некоторых практических применений.

1.3.2 Физические зоны и зоны блокировки

Для системы, в которой требуется рассчитать константы переноса нейтронов, определяются, вообще говоря, два набора материальных зон, различающихся нуклидным составом - это так называемые «зоны блокировки» и «физические зоны».

Для зон блокировки рассчитываются микроскопические константы для каждого из нуклидов в составе этой зоны с учетом резонансной

самоэкранировки, которая при необходимости рассчитывается с учетом также и влияния гетерогенной структуры этой зоны. Расчет же нейтронных полей проводится в системе, состоящей из физических зон. Каждой физической зоне ставится в соответствие зона блокировки, как правило, близкая или совпадающая с ней по составу. При расчете макроконстант среды концентрации нуклидов, непосредственно входящие в расчетные формулы, соответствуют составу рассматриваемой физической зоны, а микроскопические константы этих нуклидов берутся из соответствующей зоны блокировки.

Разделение зон на зоны блокировки и физические зоны позволяет избежать пересчета резонансной самоэкранировки при малых изменениях составов физических зон, что важно, например, при расчетах выгорания или оптимизационных расчетах, когда количество физических зон может быть очень велико.

Если зона блокировки гетерогенна, то влияние этой гетерогенности на расчет микроконстант может быть учтено либо приближенно на основе теоремы эквивалентности, либо "строго", например, путем расчета ячейки гетерогенной решетки в подгрупповом приближении по программе FFSP. В последнем случае в расчетном задании описывается геометрия и состав зон ячейки гетерогенной решетки или даже нескольких ячеек, каждая из которых может использоваться для расчета резонансной самоэкранировки сечений определенной группы нуклидов. Ячейка или ячейки могут описываться и для определения концентрации δ -рассеивателя, нужной для учета гетерогенности в приближении теоремы эквивалентности, как об этом уже говорилось выше.

1.3.3 Определение сечения разбавления

Для всех входящих в рассчитываемую среду нуклидов среднегрупповые сечения деления, захвата, упругого рассеяния и полное сечение с учетом эффектов резонансной самоэкранировки определяются как:

$$\bar{\sigma}_{f,i} = \sigma_{f,i} \times f_{fi}(\sigma_{0,i}, T) \quad (1.7a)$$

$$\bar{\sigma}_{c,i} = \sigma_{c,i} \times f_{c,i}(\sigma_{0,i}, T) \quad (1.7б)$$

$$\bar{\sigma}_{e,i} = \sigma_{e,i} \times f_{e,i}(\sigma_{0,i}, T) \quad (1.7в)$$

$$\bar{\sigma}_{t1,i} = \sigma_{t,i} \times f_{t,i}(\sigma_{0,i}, T) \quad (1.7г)$$

$$\bar{\sigma}_{e1,i} = \sigma_{e,i} \times f_{e1,i}(\sigma_{0,i}, T) \quad (1.7д)$$

Принимается, что сечение неупругого рассеяния не блокируется. Фактор самоэкранировки $f_{c1,i}(\sigma_{0,i}, T)$ рассчитан через фактор $f_{t1,i}(\sigma_{0,i}, T)$ с усреднением полного сечения по спектру тока нейтронов. По требованию пользователя формулы (1.7г) и (1.7д) могут быть заменены на

$$\bar{\sigma}_{t1,i} = \bar{\sigma}_{t0,i} = \bar{\sigma}_{f,i} + \bar{\sigma}_{c,i} + \bar{\sigma}_{e,i} + \sigma_{in,i} \quad \text{и} \quad \bar{\sigma}_{e1,i} = \bar{\sigma}_{e,i}. \quad (1.7е)$$

При наличии в среде нескольких нуклидов с резонансными сечениями, для каждого из них в описываемой ниже итерационной процедуре определяется два сечения разбавления $\sigma_{0,i}$ и $\sigma_{1,i}$. Факторы самоэкранировки полного сечения $f_{t,i}(\sigma_0, T) \equiv f_{t1,i}(\sigma_{0,i}, T)$ в системе констант БНАБ определяют полные сечения, усредненные по первой гармонике нейтронного потока (по спектру тока нейтронов). Они интерполируются к значению $\sigma_0 = \sigma_{1,i}$, которое, в свою очередь, также определяется через полные сечения нуклидов среды, усредненные по спектру тока. Факторы для парциальных сечений интерполируются к значению $\sigma_0 = \sigma_{0,i}$, которое определяется через полные сечения нуклидов среды, усредненные по нулевой гармонике нейтронного потока.

Итерационная процедура строится следующим образом. В нулевой итерации полагается для i -го нуклида:

$$\tilde{\sigma}_{1,i}^{(0)} = \frac{1}{c_i} \sum_{j \neq i} c_j \sigma_{t,j}, \quad (1.8)$$

причем в сумму дает вклад и δ -рассеиватель (о нем было сказано выше), полное сечение которого равно единице.

По найденному значению $\tilde{\sigma}_{1,i}^{(0)}$ факторы самоэкранировки интерполируются к заданной температуре. Далее в k -ой итерации полагается:

$$\tilde{\sigma}_{1i}^{(k)} = \frac{1}{c_i} \sum_{j \neq i} c_j \sigma_{t,j} f_{t,j}(\tilde{\sigma}_{1,j}^{(k-1)}, T). \quad (1.9)$$

Проводятся три итерации по $\tilde{\sigma}_{1i}$ ($k_{\max} = 3$). Полученные значения $\sigma_{1i} = \tilde{\sigma}_{1i}^{k_{\max}}$ используются для расчета заблокированных групповых средних полных сечений, аналогично формуле (1.7г). Далее принимается $\tilde{\sigma}_{0,i}^{(0)} = \sigma_{1i}$ и проводится еще три итерации для определения $\sigma_{0,i}$, которое используется для расчета заблокированных парциальных сечений по формулам (1.7):

$$\begin{aligned} \tilde{\sigma}_{0,i}^{(k)} = \frac{1}{c_i} \sum_{j \neq i} c_j [& \sigma_{e,j} f_{e,j}(\sigma_{0,j}^{(k-1)}, T) + \sigma_{c,j} f_{c,j}(\sigma_{0,j}^{(k-1)}, T) + \\ & + \sigma_{f,j} f_{f,j}(\sigma_{0,j}^{(k-1)}, T) + \sigma_{in,j} f_{in,j}(\sigma_{0,j}^{(k-1)}, T)] \end{aligned} \quad (1.10)$$

1.3.4 Расчет концентрации δ -рассеивателя для топливного блока

Если пользователь затрудняется в определении концентрации δ -рассеивателя, то его концентрация может быть рассчитана с помощью задания отдельного блока GETER самой программой по формуле:

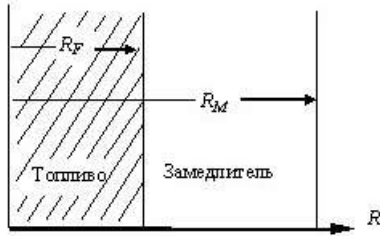
$$c_{\delta} = \frac{(1-C)A}{\bar{l}[1+(A-1)C]}, \quad (1.11)$$

где \bar{l} - длина хорды в материале (равная учетверенному объему, деленному на площадь поверхности); C – поправка Данкова, учитывающая возможность пролета нейтрона из одного блока в соседний без столкновения; A – геометрически зависимый корректирующий фактор к Вигнеровскому рациональному приближению (иногда называется как фактор Белла), являющийся слабой функцией \bar{l} и макроскопического полного сечения среды Σ_t . Фактор Белла рассчитывается по формуле:

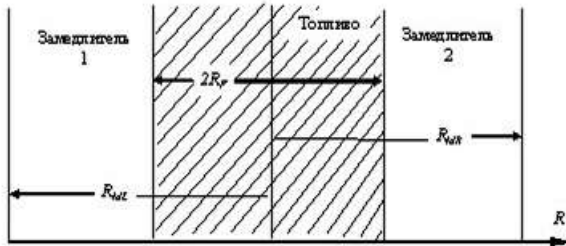
$$A = \frac{1+2.71 \times X}{1+2.34 \times X}, \quad \text{где } X = \frac{1-C}{\bar{l} \times \Sigma_F}, \quad (1.12)$$

Σ_F - полное сечение материала топливного блока. Для расчета величин, входящих в формулу, необходимо описать геометрию и состав ячейки. Гетерогенная ячейка может содержать только одну топливную зону с резонансным поглотителем, для которой будет выполнен расчет:

- либо в виде топливного блока



- либо в виде слоя



Топливная зона может иметь либо цилиндрическую, либо плоскую, либо сферическую форму. Цилиндрический блок может быть окружен несколькими концентрическими оболочками, а затем замедлителем. Плоский блок также может быть окружен несколькими различными слоями разного состава. При оценочном расчете ячейки, материал оболочки (оболочек) и замедлителя будет гомогенизирован и вероятность пролета от одного блока до другого без столкновения (нужная для расчета поправки Данкова) рассчитывается в модели двух зонной ячейки, состоящей из блока и окружающего его гомогенизированного замедлителя. Внутри этого замедлителя цилиндрические блоки могут быть расставлены в гексагональной или в квадратной решетке. Таким же образом гомогенизируются и слои, отделяющие один топливный слой от другого. С одной и с другой стороны от топливного слоя могут находиться гомогенизированные среды – замедлители разного состава.

Средняя хорда \bar{l} и поправка Данкова C определяются в зависимости от геометрии ячейки следующим образом:

- Цилиндрические топливные блоки диаметром D_F в гексагональной решетке с шагом H :

$$\bar{l} = D_F, \quad C = \frac{\exp[-\tau \Sigma_M \bar{l} W]}{1 + (1 - \tau) \Sigma_M \bar{l} W}, \quad (1.13a)$$

где Σ_M – макроскопическое полное сечение замедлителя; τ - геометрический параметр:

$$\tau = \left[\sqrt{\frac{\pi}{4\alpha}} \sqrt{1+W} - 1 \right] \frac{1}{W} - \tau_0, \quad (1.13\text{в})$$

W – отношение объемов замедлителя V_M и топлива V_F :

$$W = \frac{V_M}{V_F} = \frac{4\sqrt{3}H^2 - \pi D_F^2}{\pi D_F^2}, \quad (1.13\text{г})$$

α и τ_0 – числовые параметры: $\alpha = \frac{\sqrt{3}}{2}$, $\tau_0 = 0.12$.

- Цилиндрические топливные блоки диаметром D_F в квадратной решетке с шагом H :

Формулы для величины \bar{l} и для поправки Данкова идентичны формулам для гексагональной решетки

$$W = \frac{V_M}{V_F} = \frac{4H^2 - \pi D_F^2}{\pi D_F^2}; \quad (1.13\text{д})$$

величины α и τ_0 равны: $\alpha = 1.0$ и $\tau_0 = 0.08$.

- Симметричная плоская ячейка – слой топлива толщиной $2t_F$; слой замедлителя толщиной $2t_M$ (на границах - условие отражения):

$$\bar{l} = 4t_M; \quad C = 2E_3 \left(\Sigma_M \frac{V_M}{V_F} \frac{l}{2} \right) = 2E_3(2\Sigma_M t_M), \quad (1.14)$$

где $E_3(z) = \int_1^{\infty} \frac{\exp(-zt)}{t^3} dt$ – показательная интегральная функция 3-го порядка.

- Несимметричная плоская ячейка – слой топлива толщиной $2t_F$ с одной стороны примыкает к слою замедлителя толщиной $2t_{M1}$, а с другой – к слою иного замедлителя толщиной $2t_{M2}$ (на границах – условие отражения). Средняя хорда рассчитывается как в предыдущем случае. Поправка Данкова рассчитывается по формуле (1.14) для левой C_L и правой C_R половин ячейки, и для всей ячейки в целом принимается равной полу сумме полученных величин $(C_L + C_R)/2$.

- Цилиндрическая ячейка Вигнера-Зейца радиусом R_M с топливным блоком радиуса R_F в центре:

$$\bar{l} = 2R_F; \quad C = \frac{1}{1 + \sum_M \bar{l} \frac{V_M}{V_F}} \dots \quad (1.15)$$

- Изолированная ячейка: $C=0$. Средняя хорда $\bar{l}=4V/S$, т.е. для пластины толщиной $t - \bar{l}=2t$; для цилиндра диаметром $D - \bar{l}=D$; для сферы радиусом $R - \bar{l}=4R/3$.

При расчетах гетерогенной ячейки, зоны разного состава, вошедшие в состав ячейки, автоматически объединяются в одну зону блокировки, для которой рассчитываются заблокированные сечения всех нуклидов, входящих в состав зоны. Рассчитываются также гомогенизированные макро-константы и через них – интегральный спектр зоны блокировки. При этом, во всех случаях, при расчете резонансной самоэкранировки сечений в зонах оболочки и замедлителя, входящих в состав гетерогенной ячейки, используется сечение разбавления σ_0 , определяемое формулой: $\sigma_0 = 1/\bar{l}$, где \bar{l} - есть толщина данного слоя ячейки (замедлителя, оболочки, и т.п.).

1.3.5 Интерполяция факторов самоэкранировки

Для вычисления фактора самоэкранировки при заданном значении сечения разбавления σ_0 и температуры T используется следующая процедура (здесь N параметр сдвига, который задается в таблицах БНАБ вместе с факторами самоэкранировки):

- 1) при $\sigma_0 \geq 10^{N+4}$ полагается $f(\sigma_0, T) = 1$ при любом значении T ;
- 2) при меньших значениях σ_0 вычисляются факторы самоэкранировки для четырех, ближайших к рассматриваемому, узловых значений сечения разбавления (двух слева $j-1, j$ и двух справа $j+1, j+2$ от σ_0) $\sigma_{0,i} \times 10^N \leq \sigma_0 \leq \sigma_{0,i+1} \times 10^N$ и, если $T > 300\text{K}$, для трех значений температуры среды $T_0=300, T_1=900$ и $T_2=2100$; при $\sigma_0 = \sigma_{0,i} \times 10^N, \sigma_{0,i+1} \times 10^N, \sigma_{0,i+1} \times 10^N$ и

$\sigma_{0,i+1} \times 10^N$ для реакций МТ=1, 2, 18 и 102 значения факторов самоэкранировки $f(\sigma_0, T_0)$ берутся из таблицы БНАБ MF=4, а значения доплеровских приращений $\Delta_1(\sigma_0)$ и $\Delta_2(\sigma_0)$ из таблицы MF=5 и определяются:

$$f(\sigma_0, T_1) = f(\sigma_0, T_0) + \Delta_1(\sigma_0), \quad f(\sigma_0, T_2) = f(\sigma_0, T_0) + \Delta_1(\sigma_0) + \Delta_2(\sigma_0). \quad (1.16)$$

3) Далее факторы $f(\sigma_0, T)$ интерполируются к температуре T по формуле:

$$\begin{aligned} f(\sigma_0, T) = & f(\sigma_0, T_0) \times \frac{(\sqrt{T} - \sqrt{T_1})(\sqrt{T} - \sqrt{T_2})}{(\sqrt{T_0} - \sqrt{T_1})(\sqrt{T_0} - \sqrt{T_2})} + \\ & f(\sigma_0, T_1) \times \frac{(\sqrt{T} - \sqrt{T_0})(\sqrt{T} - \sqrt{T_2})}{(\sqrt{T_1} - \sqrt{T_0})(\sqrt{T_1} - \sqrt{T_2})} + \\ & f(\sigma_0, T_2) \times \frac{(\sqrt{T} - \sqrt{T_0})(\sqrt{T} - \sqrt{T_1})}{(\sqrt{T_2} - \sqrt{T_0})(\sqrt{T_2} - \sqrt{T_1})} \end{aligned} \quad (1.17)$$

Такой метод интерполяции по температуре пригоден при $200\text{K} < T < 3300\text{K}$.

4) Наконец проводится интерполяция значений факторов самоэкранировки к значению сечения разбавления σ_0 :

а) линейная интерполяция при $\sigma_0 < \sigma_{0,1} = 0,1 \times 10^N$

$$f(\sigma_0, T) = f(0, T) + [f(\sigma_{0,1}, T) - f(0, T)] \times \sigma_0 / \sigma_{0,1} \quad (1.18a)$$

б) интерполяция по четырем точкам при $\sigma_{0,i} \geq 0,1 \times 10^N$ и $\sigma_{0,i} < \sigma_{0,15} = 4,64 \times 10^{N+3}$

$$f_1(\sigma_0, T) = a_1 + b_1 / (\sigma_0 + c_1),$$

$$(1.18б)$$

$$f_2(\sigma_0, T) = a_2 + b_2 / (\sigma_0 + c_2), \quad (1.18в)$$

где коэффициенты $a1$, $b1$ и $c1$ определяются из условия равенства функции табличным значениям факторов самоэкранировки $f(\sigma_{0,i-1}, T)$, $f(\sigma_{0,i}, T)$ и $f(\sigma_{0,i+1}, T)$, при соответствующих значениях σ_0 , а коэффициенты $a2$, $b2$ и $c2$ таким же образом определяются через $f(\sigma_{0,i}, T)$, $f(\sigma_{0,i+1}, T)$ и $f(\sigma_{0,i+2}, T)$.

Искомое значение фактора самоэкранировки вычисляется как полусумма:

$$f(\sigma_0, T) = [f_1(\sigma_0, T) + f_2(\sigma_0, T)] / 2, \quad (1.18г)$$

в) при $\sigma_0 > \sigma_{0,15} \times 10^N$ полагается $\sigma_{0,16} = 10^{N+4}$; $f(\sigma_{0,16}, T) = 1$ и используется линейная формула интерполяции:

$$f(\sigma_0, T) = f(\sigma_{0,15}, T) + (1 - f(\sigma_{0,15}, T)) \frac{\sigma_0 - \sigma_{0,15}}{\sigma_{0,16} - \sigma_{0,15}} \quad (1.18д)$$

г) при $\sigma_0 > \sigma_{0,16}$ полагается $f(\sigma_0, T) = 1$.

1.3.6 Оценка спектра в мультигрупповом приближении

Оценка интегрального спектра нейтронов в зоне блокировки необходима, в случае зон, содержащих делящееся вещество, для вычисления среднего значения числа вторичных нейтронов деления, являющегося параметром, определяющим форму нейтронов деления, а также для свертки констант в меньшее число групп. Оценка интегральных спектров нейтронов производится для всех зон блокировки. В качестве оценки спектра, характерного для зоны заданного состава, используется спектр, порожденный источником нейтронов деления, рассчитываемый в приближении лапласиана, т.е. в B^2 -приближении (или так называемом ещё « B_0 -приближении»). Для оценки спектра рассчитываются макроконстанты для зон блокировки и решается система уравнений:

$$\left(\Sigma_{t,0}^m - \Sigma_{s,0}^{m \rightarrow m} + B^2/3 \Sigma_{tr}^m \right) \times \Phi_m = \sum_{n < m} \Sigma_{s,0}^{n \rightarrow m} \times \Phi_n + \chi_m, \quad (1.19)$$

$$\Sigma_{tr}^m = \Sigma_{t,1}^m - \mu_e^m \Sigma_{e,1}^m - \Sigma_{in,1}^{m \rightarrow m}. \quad (1.20)$$

Для не размножающих зон $B^2 = 0$, а для зон, содержащих делящиеся нуклиды, величина B^2 определяется из условия:

$$k = \sum_m \nu \Sigma_f^m \Phi_m (B^2) = 1, \quad (1.21)$$

Полученная оценка спектра зоны используется для вычисления среднего числа нейтронов $\bar{\nu}$, испускаемых при делении:

$$\bar{\nu} = \frac{\sum_g \nu \Sigma_f^g \Phi_g}{\sum_g \Sigma_f^g \Phi_g} = \frac{1}{\sum_g \Sigma_f^g \Phi_g}. \quad (1.22)$$

Далее рассчитывается спектр нейтронов деления, соответствующий найденному значению $\bar{\nu}$, согласно рекомендованной в БНАБ-93 формуле:

$$\chi(E) = \frac{2 \exp(-ab/4)}{a\sqrt{\pi ab}} \exp(-E/a) \times \sinh \sqrt{bE}. \quad (1.23)$$

где параметры a и b определяются как функции среднего числа нейтронов $\bar{\nu}$: $a=1.03$; $b=0.858 \times \bar{\nu} - 0.436$. Согласно рекомендации БНАБ-93, при использовании формулы (1.23) спектр деления для ^{235}U рассчитывается для значения $\bar{\nu}$ на 0.2 больше рассчитанного по формуле (1.22).

1.3.7 Свертка мультигрупповых констант в меньшее число групп

Микроскопические сечения реакции r (захвата, деления, упругого и неупругого рассеяния) могут быть свернуты в более широкие группы путем усреднения по мульти группам m , входящим в состав широкой группы g с весом нейтронного спектра:

$$\sigma_r^g = \frac{\sum_{m \in g} \sigma_r^m \Phi_m}{\sum_{m \in g} \Phi_m}. \quad (1.24)$$

Полное сечение усредняется с весом спектра тока

$$\sigma_{t,l}^g = \frac{\sum_{m \in g} \sigma_{t,l}^m j_m}{\sum_{m \in g} j_m}, \quad j_m \approx \Phi_m / \Sigma_{tr}^m \quad (1.25)$$

Сечения переходов для широкой группы g и для всех моментов l определяются через матрицу межгрупповых переходов и рассчитанный 299-групповой спектр по формулам:

$$\sigma_{s,0}^{g \rightarrow g+k} = \frac{\sum_{m \in g} \sum_{n \in (g+k)} \sigma_{s,0}^{m \rightarrow n} \times \Phi_m}{\sum_{m \in g} \Phi_m}, \quad \sigma_{s,l}^{g \rightarrow g+k} = \frac{\sum_{m \in g} \sum_{n \in (g+k)} \sigma_{s,l}^{m \rightarrow n} \times j_m}{\sum_{m \in g} j_m}, \quad (1.26)$$

где $l=1, \dots, 5$; m - есть номер мультигруппы, принадлежащей группе g ; n - номер мультигруппы, принадлежащей группе $g+k$, $k=0, 1, \dots, \text{NG}-g$.

Если в среде присутствует водород, то матрицы рассеяния на водороде рассчитываются по мульти групповым параметрам α и β :

$$\sigma^{m \rightarrow m'}(\mu) = \frac{1}{4\pi} \sum_n^{\infty} (2n+1) \sigma_n^{m \rightarrow m'} P_n(\mu), \quad (1.27)$$

$$\sigma_o^{m \rightarrow m'} = \alpha_o^{m'} \beta_o^m \quad (m \neq m'), \quad \sigma_o^{m \rightarrow m} = \sigma_e^m - \beta_o^m \sum_{m' > m} \alpha_o^{m'}; \quad (1.28a)$$

$$\sigma_1^{m \rightarrow m'} = \alpha_1^{m'} \beta_1^m \quad (m \neq m'), \quad \sigma_1^{m \rightarrow m} = \frac{2}{3} \sigma_e^m - \beta_1^m \sum_{m' > m} \alpha_1^{m'}; \quad (1.28б)$$

$$\sigma_2^{m \rightarrow m'} = \frac{3}{2} \alpha_2^{m'} \beta_2^m - \frac{1}{2} \alpha_o^{m'} \beta_o^m \quad (m \neq m'), \quad \sigma_2^{m \rightarrow m} = \frac{1}{4} \sigma_e^m - \sum_{m' > m} \sigma_2^{m \rightarrow m'}; \quad (1.28в)$$

$$\sigma_3^{m \rightarrow m'} = \frac{5}{2} \alpha_3^{m'} \beta_3^m - \frac{3}{2} \alpha_1^{m'} \beta_1^m \quad (m \neq m'), \quad \sigma_3^{m \rightarrow m} = - \sum_{m' > m} \sigma_3^{m \rightarrow m'}; \quad (1.28г)$$

$$\sigma_4^{m \rightarrow m'} = \frac{35}{8} \alpha_4^{m'} \beta_4^m - \frac{30}{8} \alpha_2^{m'} \beta_2^m + \frac{3}{8} \alpha_o^{m'} \beta_o^m \quad (m \neq m'), \quad \sigma_4^{m \rightarrow m} = \frac{1}{48} \sigma_e^m - \sum_{m' > m} \sigma_4^{m \rightarrow m'} \quad (1.28д)$$

$$\sigma_5^{m \rightarrow m'} = \frac{63}{8} \alpha_5^{m'} \beta_5^m - \frac{70}{8} \alpha_3^{m'} \beta_3^m + \frac{15}{8} \alpha_1^{m'} \beta_1^m \quad (m \neq m'), \quad \sigma_5^{m \rightarrow m} = - \sum_{m' > m} \sigma_5^{m \rightarrow m'}. \quad (1.28е)$$

Здесь m и m' – сквозные номера мульти групп (1, 2, ..., 299).

1.3.8 Расчет констант в тепловой области

При расчетах радиационной защиты (как и тепловых и промежуточных реакторов), содержащей замедлителя, в задании на расчет должно заказываться использование термализационных матриц соответствующих замедлителей.

В мульти групповых расчетах при использовании мульти групповых термализационных P_0 и P_1 матриц рассеяния, сечения межгрупповых переходов для заданной температуры среды T определяются по интерполяционной формуле ($T_1 < T < T_2$):

$$\sigma_{e,l}^{m \rightarrow n}(T) = \sigma_{e,free} \times [S_l^{m \rightarrow n}(T_1) + S_l^{m \rightarrow n}(T_2) \times (T - T_1) / (T_2 - T_1)] \quad (1.29)$$

где значения сечения рассеяния $\sigma_{e,free}$ для свободного ядра и коэффициентов $S_l^{m \rightarrow n}$ содержатся для разных температур в таблицах БНАБ с MF=307 для $l=0$ и MF=317 для $l=1$ (здесь m и n - номера мульти групп). При этом средний косинус соответствующего перехода определяется как: $\sigma_{e,1}^{m \rightarrow n} / \sigma_{e,0}^{m \rightarrow n} = \mu_e^{m \rightarrow n}$. Для тех нуклидов, для которых матрица не заказана, сечения упругого

замедления рассчитываются без учета термализации вплоть до 287-ой мультигруппы. В мультигруппах с 288 по 299 принимается диагональная матрица и считается, что изменение энергии при рассеянии не происходит (модель тяжелого газа).

В программе может быть задан режим, при котором для материалов, для которых матрицы не заданы, значения $S_0^{m \rightarrow n}(T)$ будут рассчитаны путем интерполяции по массовому числу A на основе данных для ближайших по массовому числу материалов, для которых эти матрицы заданы ($A_1 < A < A_2$): $S_0^{m \rightarrow n}(A, T) = S_0^{m \rightarrow n}(A_1, T) + S_0^{m \rightarrow n}(A_2, T) \times (A - A_1) / (A_2 - A_1)$. Температура нейтронного газа T оценивается по формуле: $T = T_n = T_0 (1 + 1,4 \Sigma_a / \xi \Sigma_s)$.

1.3.9 Приближение промежуточного резонанса

В системе констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ факторы резонансной самоэкранировки практически для всех нуклидов получены в приближении "узких резонансов" (NR) и лишь для изотопа уран-238 факторы самоэкранировки даны в двух модификациях – приближении "узкого резонанса" (NR) и "промежуточного резонанса" (IR).

Однако, кроме этого, для всех ядер имеется возможность приближенного учета того, что после упругого рассеяния, нейтрон может остаться в области резонанса, используя приближение "промежуточного резонанса". В группах БНАБ с 17-ой по 25-ую можно потребовать, чтобы расчет сечения разбавления производился по формуле:

$$\sigma_0 = \left(\frac{\sum_j \lambda_j c_j \sigma_{ej}}{a_1} + \frac{S}{4V} \times \frac{1-C}{1+a_2 C} \right) / c_i, \quad (1.30)$$

где c_j , $\sigma_{a,j}$ и $\sigma_{e,j}$ - концентрация, сечения поглощения и упругого рассеяния j -го разбавителя; c_i - концентрация резонансного поглотителя; a_1 и λ_j - подгоночные параметры: $a_1 = 0.025 \times X^2 - 0.2 \times X + 1.54$, где $X = \bar{l}_M \Sigma_i^M$, при $0 < X \leq 4$ и $a_1 = 1.14$ при $X > 4$; для водорода с $A=1$ $\lambda=1$; для ядер с $1 \leq A \leq 31$ $\lambda=1$ -

$0,06645/\alpha$, где $\alpha=4A/(1+A)^2$; для ядер с $A>31$ $\lambda=0,8$; для ядер с $A>200$ $\lambda=0,2$ (A – есть отношение массы ядра к массе нейтрона). В формуле (1.30) второй член есть концентрации δ -рассеивателя (или так называемое «геометрическое сечение»), рассчитываемое по формуле (1.11).

1.3.10 Константы для расчета возмущений и чувствительностей

Типичной задачей, встающей при проектировании реакторов, является расчет эффектов и коэффициентов реактивности. Под эффектом реактивности понимается относительное изменение коэффициента размножения, обусловленное изменением того или иного параметра.

Главной причиной влияния на практически все эффекты реактивности, представляющие интерес, является изменение макроскопических констант, обусловленное изменением температуры, плотности, мощности и т.п.

При использовании программы CONSYST для расчетов эффектов реактивности пользователям предоставляется возможность проводить прямые расчеты коэффициента размножения при двух значениях параметра – исходном и возмущенном. При таком подходе будет принято во внимание не только прямое влияние изменения ядерных концентраций на макроконстанты среды, но и косвенное их влияние через изменение сечений разбавления и факторов самоэкранировки, а также через изменение формы внутригруппового спектра.

Важной задачей является расчет коэффициентов чувствительности функционалов нейтронного поля к используемым константам.

Если F - один из таких функционалов, а σ - одна из констант, использующихся в расчете, то коэффициент чувствительности $H_F(\sigma)$ определяется как:

$$H_F(\sigma) = (\sigma / F) * dF / d\sigma. \quad (1.31)$$

Расчет коэффициентов чувствительности может быть выполнен либо по теории возмущений («обобщенной теории возмущений»), либо путем вариации константы σ . Т.е. принимается $\sigma' = \sigma + \delta\sigma$ и далее вычисляется

измененное значение функционала F путем расчета с использованием измененных констант. Затем вычисляется коэффициент чувствительности по приведенной выше формуле (1.31) с заменой дифференциалов на конечные разности.

В программе CONSYST для решения этой задачи предусмотрена возможность вносить в массив заблокированных микроконстант произвольные возмущения. Это осуществляется путем задания пользователем факторов, на которые будут умножены заблокированные микросечения определенного нуклида.

Предусмотрена вариация всех типов сечений. При вариации сечений σ_c , σ_f или σ_{in} автоматически производится компенсирующее изменение сечения σ_e , так что полное сечение сохраняется, и вариация этих сечений не ведет к изменению факторов самоэкранировки других нуклидов. Вариация сечения σ_e влечет за собой соответствующую вариацию полного сечения, а, следовательно, и транспортного сечения.

1.3.11 Расчет макроконстант среды

Средне-групповое полное сечение среды, усредненное по спектру потока нейтронов, определяется как: $\Sigma_{t,0}^g = \sum_i c_i \sigma_{t,0,i}^g$.

Средне-групповое полное сечение, усредненное по спектру тока нейтронов, определяется как: $\Sigma_{t,1}^g = \sum_i c_i \sigma_{t,1,i}^g$.

Здесь и далее используются общепринятые обозначения для микроконстант, макро-констант и концентраций, соответственно, σ , Σ , c . Индексы у этих величин имеют следующий смысл: i – номер изотопа, g – номер энергетической группы, t – полное сечение, e – сечение упругого рассеяния, c – сечение захвата, f – сечение деления, in – сечение неупругого рассеяния. В соответствии с этим, макроскопические парциальные сечения определяются следующим образом:

- средне-групповое сечение упругого рассеяния на ядрах тяжелее гелия для нулевой и первой гармоники определяется, соответственно, как

$$\Sigma_{e,0}^g = \sum_i c_i \sigma_{e,0_i}^g \quad \text{и} \quad \Sigma_{e,1}^g = \sum_i c_i \mu_i^g \sigma_{e,1_i}^g; \quad (1.32)$$

- средне-групповое сечение захвата определяется, как $\Sigma_c^g = \sum_i c_i \sigma_{c,i}^g$;

- средне-групповое сечение деления определяется как $\Sigma_f^g = \sum_i c_i \sigma_{f,i}^g$;

- средне-групповое произведение числа вторичных нейтронов деления на сечение деления определяется как $\bar{\nu} \Sigma_f^g = \sum_i c_i \bar{\nu}_i^g \sigma_{f,i}^g$;

- матрица сечений неупругих переходов из группы g в группу g' нулевой и первой гармоники определяется, соответственно, как

$$\Sigma_{in,,0}^{g \rightarrow g'} = \sum_i c_i \sigma_{in,0}^{g \rightarrow g'} \quad \text{и} \quad \Sigma_{in,,1}^{g \rightarrow g'} = \sum_i c_i \mu_i^{g \rightarrow g'} \sigma_{in,1}^{g \rightarrow g'}. \quad (1.33)$$

1.4 Структура программы CONSYST

Организация вычислений и блок схема программы CONSYST представлены на рисунке 1.3.

Расчетная цепочка работы модулей в программе CONSYST представляет собой последовательность выполнения следующих операций: а) ввод задания на расчет и считывание исходных наборов групповых констант отдельных изотопов из библиотек БНАБ; б) расчет заблокированных микроконстант отдельных изотопов для заданных физических зон (зон блокировки); в) расчет спектров деления и весовых спектров для свертки констант; г) свертка констант в широкие группы, структура которых определяется пользователем; д) формирование рабочего обменного формата GMF; е) формирование констант в форматах, заказанных пользователем.

На этом расчет может быть прерван и дальнейшая обработка файла GMF может быть продолжена в программах пользователя. Например, обработка файла GMF может быть сделана с помощью специально разработанной для этих целей программы CONSY, входящей в библиотеку

программ и процедур системы CONSYST/ABBN. Такой режим работы удобен, например, при расчетах с выгоранием топлива.

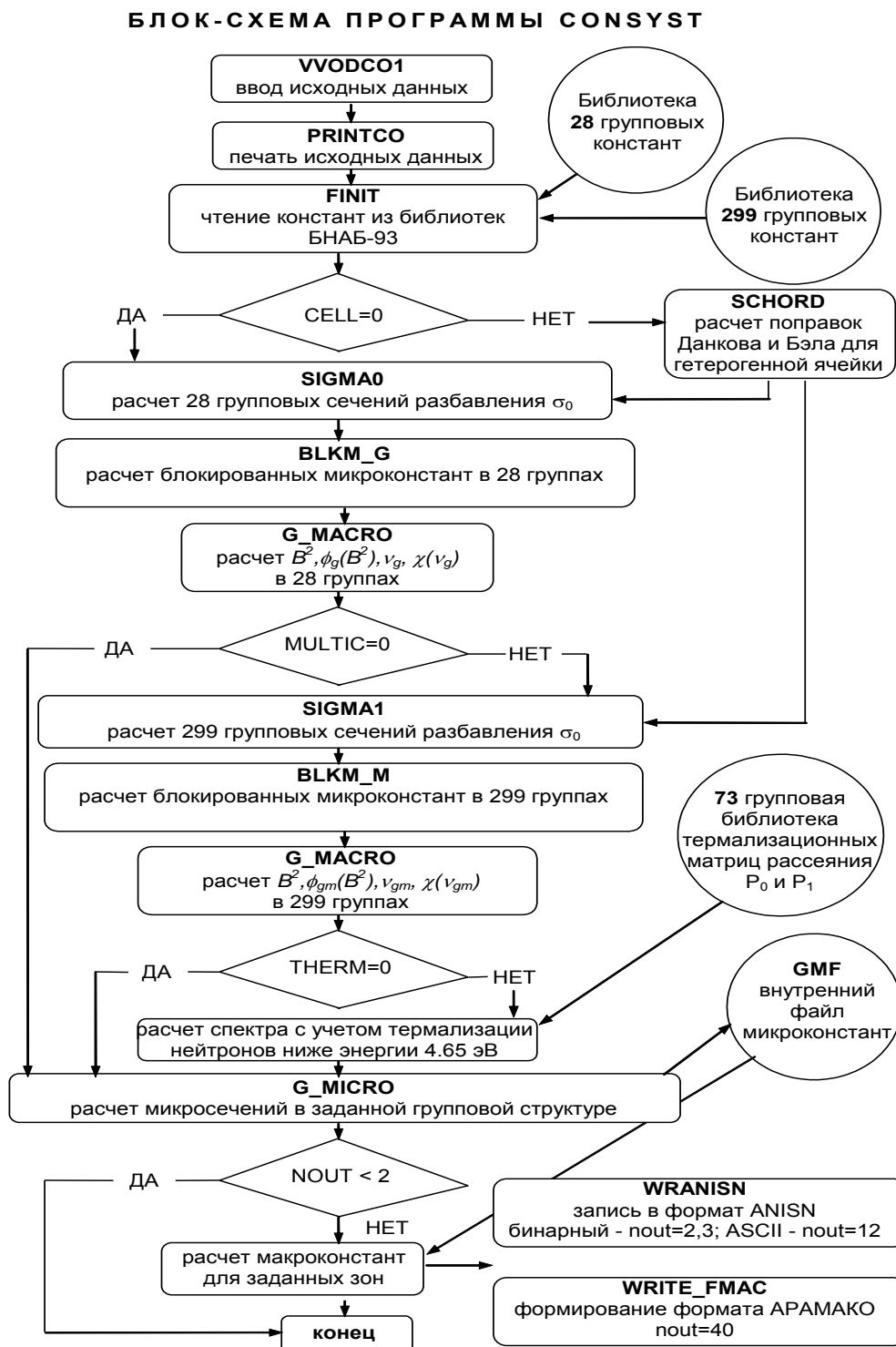


Рисунок 1.3 – Блок-схема программы CONSYST

Если же задан режим формирования констант в каком-либо из выходных форматов, то далее обрабатывает одна из подпрограмм, либо

WRANISN, которая формирует выходные файлы макро- и микро- констант в формате ANISN, либо подпрограмма WRITE_FMАС, которая формирует файлы АРАМАКО (FMАС1, FВМІС, FNВМІС).

Элементарными модулями программы CONSYST являются:

VVODCO1 - ввод и печать исходных данных,
FINIT - считывание констант из библиотек БНАБ,
SIGMA0 - расчет сечений разбавления для 28 групп,
BLKM-G - расчет 28-ми групповых факторов самоэкранировки,
SIGMA1 - расчет 299-ти групповых сечений разбавления,
BLKM-M - расчет 299-ти групповых факторов самоэкранировки,
G_MACRO - расчет нейтронных спектров для зон блокировки,
G_MICRO - расчет заблокированных сечений и формирование GMF,
WRANISN - формирование констант в формате ANISN,
WRITE_FMАС - формирование констант в формате АРАМАКО.

В качестве примера, ниже описан способ вызова программы CONSYST посредством операторов языка программирования ФОРТРАН:

```
subroutine USE ( )  
parameter (MAXMEM=100000, NY1=9, NY2=10)  
common // ifree, BUF(MAXMEM)  
ifree=n+1  
call CONSYST ( NY1, NY2, MAXMEM )  
end
```

Программы комплекса имеют внутреннее динамическое распределение памяти и $ifree=n+1$ есть свободный адрес в массиве общей (common) области памяти BUF для использования этой памяти в программе CONSYST и других программах комплекса. NY1 и NY2 - это логические номера двух промежуточных рабочих файлов. Рабочий файл RAB (NY2) имеет временный статус, а файл GMF (NY1) имеет сохраняемое состояние. GMF файл может располагаться как на жестком диске (NY1>0), так и в

оперативной памяти ($NY1=-N$, где N есть размер резервируемой памяти на жестком диске).

Для функционирования программы могут использоваться операционные системы: DOS, Windows и Linux. Программы комплекса адаптированы под компиляторы Lahey Fortran 90 и Intel Fortran 11.

Программа CONSYST может использоваться как в виде встроенного модуля в программу пользователя, как это описано в вышеприведенном примере, так и в виде автономного модуля (файла типа EXE).

Ниже даны примеры использования некоторых основных модулей системы CONSYST/БНАБ.

1.5 Особенности подготовки констант для расчетов энергосвечения

В массиве констант, подготовленных в формате ANISN, нейтронные и гамма группы отличаются лишь порядком следования и сначала идут все нейтронные группы, а затем все гамма группы. Образование гамма-квантов определенной группы, скажем, группы $g > NG$, где NG - число нейтронных групп, под действием нейтронов группы $g' \leq NG$ описывается элементом матрицы перехода $\Sigma_l^{g' \rightarrow g}$ точно так же, как и при описании переходов между нейтронными группами.

Число угловых моментов переходных матриц в формате не фиксируется и оно определяется лишь наличием исходных данных, а также желанием пользователя и возможностями расчетной программы. В данной версии программы CONSYST число моментов для описания анизотропии рассеяния не ограничено.

Константы в формате ANISN приводятся для материалов, которые записываются один за другим. Материал представляет собой макро- или микроконстанты для данного физического состава зоны (или нуклида) и момента рассеяния L . Таким образом, для каждого физического состава в формате ANISN приводятся $L+1$ материалов, т.е. для $L=0$, $L=1$ и т.д. до $L=5$.

Для нулевого момента ($L=0$) в формате ANISN записываются данные о средние групповых константах и P_0 -матрица рассеяния. Для последующих L материалов в формате ANISN записывается только P_L -матрица рассеяния (в позициях средних сечений стоят нули).

Каждый материал в формате ANISN начинается с заголовочной записи, содержащей целочисленный массив из 4-ех элементов N(1), N(2), N(3), N(4) и ТЕХТ - некоторый произвольный текст, где

N(1)=NGT- полное количество групп,

N(2)=ИМ - длина записи информации для одной группы,

N(3)=L - порядковый номер углового момента,

N(4)=МАТ - спецификатор материала для его распознавания (например, МАТ=1000, 1001,...1005, 2000, 2001...),

ТЕХТ- произвольная текстовая запись не более 48 символов.

За заголовочной записью следует собственно массив сечений размерностью ИМ×NGT. Этот массив содержит для каждой группы (1,2,...NGT) информацию длиной ИМ, которая имеет следующую структуру (ИТ - положение полного сечения в строке данных длиной ИМ):

а) в случае ИТ=3 (на первом месте стоит Σ_a^g)

$$\text{для } L=0: \quad \Sigma_a^g \quad \nu \Sigma_f^g \quad \Sigma_t^g \quad \dots \Sigma_{s0}^{g-3,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-2,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+2,g} \quad \dots$$

$$\text{для } L \neq 0: \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad \dots \Sigma_{sL}^{g-3,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-2,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+2,g} \quad \dots$$

б) в случае ИТ=4 (на первом месте стоит χ^g)

$$\text{для } L=0: \quad \chi^g \quad \Sigma_a^g \quad \nu \Sigma_f^g \quad \Sigma_t^g \quad \dots \Sigma_{s0}^{g-3,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-2,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+2,g} \quad \dots$$

$$\text{для } L \neq 0: \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad \dots \Sigma_{sL}^{g-3,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-2,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+2,g} \quad \dots$$

в) в случае ИТ=7 (на первом месте стоит Σ_c^g)

$$\text{для } L=0: \quad \Sigma_c^g \quad \Sigma_f^g \quad \Sigma_{n,2n}^g \quad \chi^g \quad \Sigma_a^g \quad \nu \Sigma_f^g \quad \Sigma_t^g \quad \dots \Sigma_{s0}^{g-2,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+2,g} \quad \dots$$

$$\text{для } L \neq 0: \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0 \quad \dots \Sigma_{sL}^{g-2,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+2,g} \quad \dots$$

Для расчетов энерговыделения в программе CONSYST должна быть задана опция INT=8 или INT=9, при этом строка данных для данной группы g будет иметь вид:

г) в случае INT=8 (на первом месте стоит Σ_{enr}^g)

$$\text{для } L=0: \quad \Sigma_{enr}^g \quad \Sigma_c^g \quad \Sigma_f^g \quad \Sigma_{n,2n}^g \quad \chi^g \quad \Sigma_a^g \quad \nu\Sigma_f^g \quad \Sigma_t^g \dots \Sigma_{s0}^{g-2,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+1,g} \\ \Sigma_{s0}^{g+2,g} \dots$$

$$\text{для } L \neq 0: \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0 \quad \dots \Sigma_{sL}^{g-2,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+1,g} \\ \Sigma_{sL}^{g+2,g} \dots$$

д) в случае INT=9 (на первом месте стоит $\Sigma_{enr,n}^g$)

$$\text{для } L=0: \quad \Sigma_{enr,n}^g \quad \Sigma_{enr}^g \quad \Sigma_c^g \quad \Sigma_f^g \quad \Sigma_{n,2n}^g \quad \chi^g \quad \Sigma_a^g \quad \nu\Sigma_f^g \quad \Sigma_t^g \dots \Sigma_{s0}^{g-2,g} \quad \Sigma_{s0}^{g-1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g,g} \\ \Sigma_{s0}^{g+1,g} \quad \Sigma_{s0}^{g+2,g} \dots$$

$$\text{для } L \neq 0: \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0, \quad 0 \quad \dots \Sigma_{sL}^{g-2,g} \quad \Sigma_{sL}^{g-1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g,g} \\ \Sigma_{sL}^{g+1,g} \quad \Sigma_{sL}^{g+2,g} \dots$$

Энерговыделение определяется как:

$$q(r) = \sum_g \Sigma_{enr}^g(r) \phi_g(r), \quad (1.34)$$

Величины Σ_{enr}^g в формуле (1.34) определяются как (в единицах МэВ/см):

$$\Sigma_{enr}^g(r) = \sum_i [T_{el,i}^g \Sigma_{el,i}^g(r) + T_{c,i}^g \Sigma_{c,i}^g(r) + T_{in,i}^g \Sigma_{in,i}^g(r) + T_{f,i}^g \Sigma_{f,i}^g(r)]. \quad (1.35)$$

В случае расчета только нейтронного поля, в формуле (1.35) величины $T_{x,i}^g$ есть полные энерговыделения в различных нейтронных реакциях - эта информация для каждого изотопа хранится в таблицах БНАБ-93 (MF=8, MT=0) и в таблицах БНАБ-РФ (MF=308, MT=0).

В случае же, если наряду с нейтронным полем был задан также расчет и фотонного поля, то в формуле (1.35) величины $T_{x,i}^g = E_{x,i}^g$ - есть локальные энерговыделения в различных нейтронных реакциях. Они рассчитываются с учетом переноса гамма-квантов.

В случае расчета фотонного поля (совместно с нейтронным или без него) сечения Σ_{enr}^g для гамма групп определяются как:

$$\Sigma_{enr}^g(r) = \sum_i [E^g \Sigma_{pho,i}^g(r) + (E^g - \varepsilon_g) \Sigma_{compt,i}^g(r) + (E^g - 1.02) \Sigma_{pairs,i}^g(r)], \quad (1.36)$$

где E^g - средняя энергия фотонов группы g , а ε_g - уносимая рассеянными фотонами энергия при Комpton-эффекте (в случае процесса образования пар она равна 1,02 МэВ).

Замечание 1. В случае ИТ=8 в файле констант на первом месте будет задано сечение Σ_{enr}^g (в единицах МэВ/см) для расчетов энерговыделения:

- 1- без учета переноса фотонов, если было задано NGG=0, и
- 2- с учетом переноса фотонов, если было задано NGG=15.

Замечание 2. В задаче с расчетом одновременно нейтронного и фотонного полей для одновременной оценки энерговыделения с учетом переноса гамма-квантов и без него (в последнем случае будет принято, что вся энергия гамма-квантов выделяется в местах их рождения) предусмотрена возможность задания наряду с сечением Σ_{enr}^g также и сечения $\Sigma_{\text{enr},n}^g$ по опции ИТ=9.

Замечание 3. В случае ИТ=9 и, если был задан расчет только нейтронного поля, то $\Sigma_{\text{enr},n}^g = \Sigma_{\text{enr}}^g$.

Замечание 4. Параметры: ИТ, ИНС и ИНМ используются в программах кинетического расчета TWODANT, DORT, TORT, MMK, MCNP и определяют положение констант в выходном формате ANISN:

ИТ - позиция полного сечения (по умолчанию = 3),

ИНС - позиция сечения рассеяния из себя в себя (по умолчанию = ИТ+1),

ИНМ - длина строки данных для одной группы (по умолчанию = NG+NGG+ИНС-1).

1.6 Использование программы CONSYST в инженерных кодах

Программа CONSYST используется в инженерных кодах через модуль PRECONS (см. рисунок 1.4), который встроен внутрь программ TRIGEX, JAR-FR, FACT-BR, REACTOR, ГЕФЕСТ как модуль типа SUBROUTINE.

Программа PRECONS, используя данные GMF, формирует микро- и макро- константы в форматах, которые используются в инженерных расчетных программах. При этом в программе PRECONS организовано формирование всех необходимых входных данных для программы CONSYST и вызов программы CONSYST.



Рисунок 1.4 – Схема расчетов с использованием программы PRECONS

На рисунке 1.5 показана блок-схема программы PRECONS подключения расчетных комплексов к константному обеспечению БНАБ (причем вызов подпрограммы PRECONS из программы пользователя не отличается от вызова предыдущей версии программы PRECON1).

1.7 Использование программы CONSYST в расчетах Монте-Карло

1.7.1 Расчеты по ММКК

Схема проведения расчетов по ММКК (первоначальное название ММККЕНО) представлена на рисунке 1.6. При подготовке констант к расчетам по программе ММКК с константным обеспечением

CONSYST/БНАБ используются программные модули: CONSYST, FORAN, SUBGRAN, FORAMPX.

В расчетах по ММКК пользователь имеет возможность использования различных геометрических модулей: (а) программы KENO-Va системы SCALE или (б) специализированных модулей ММК-FK (HRAN, OOBHEX, HEXBL).

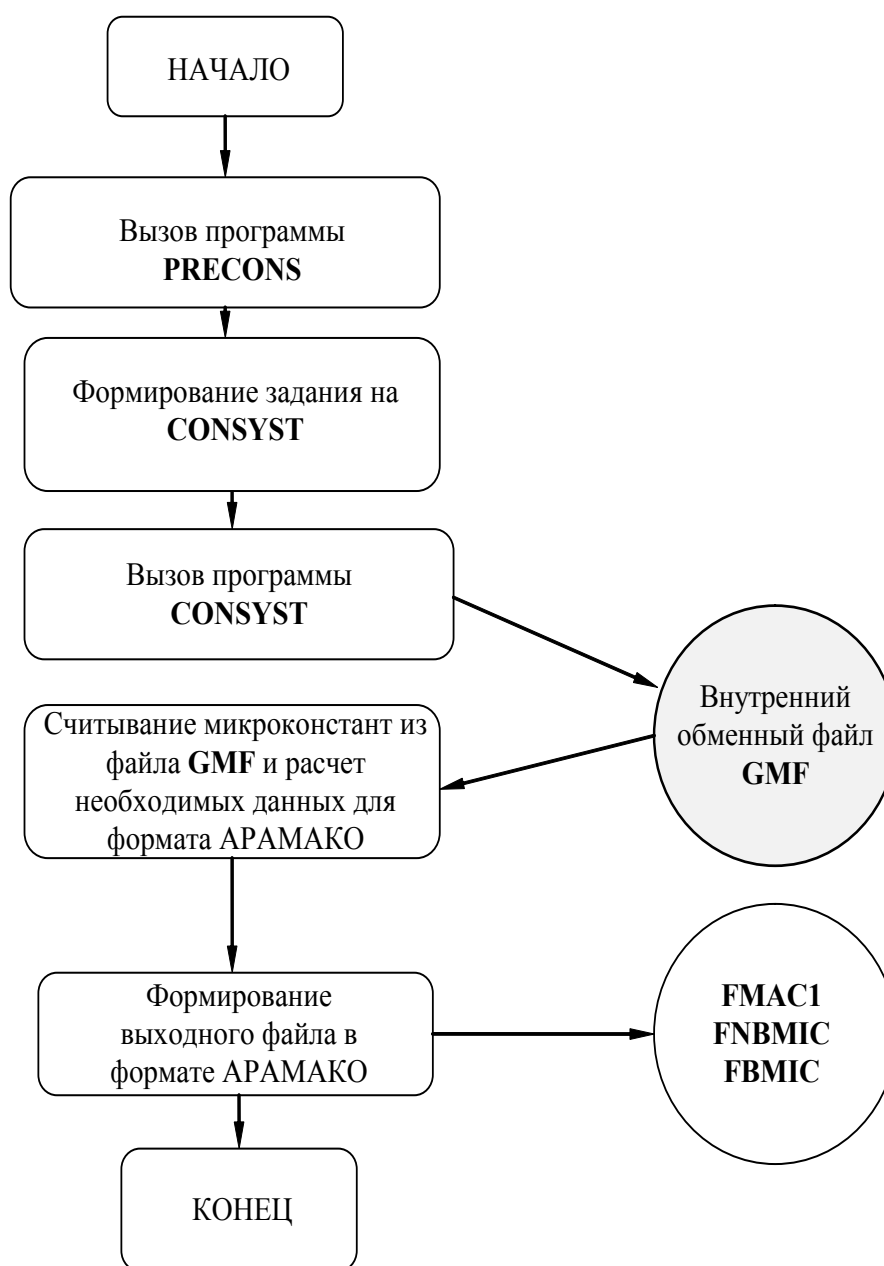


Рисунок 1.5 – Блок-схема программы PRECONS

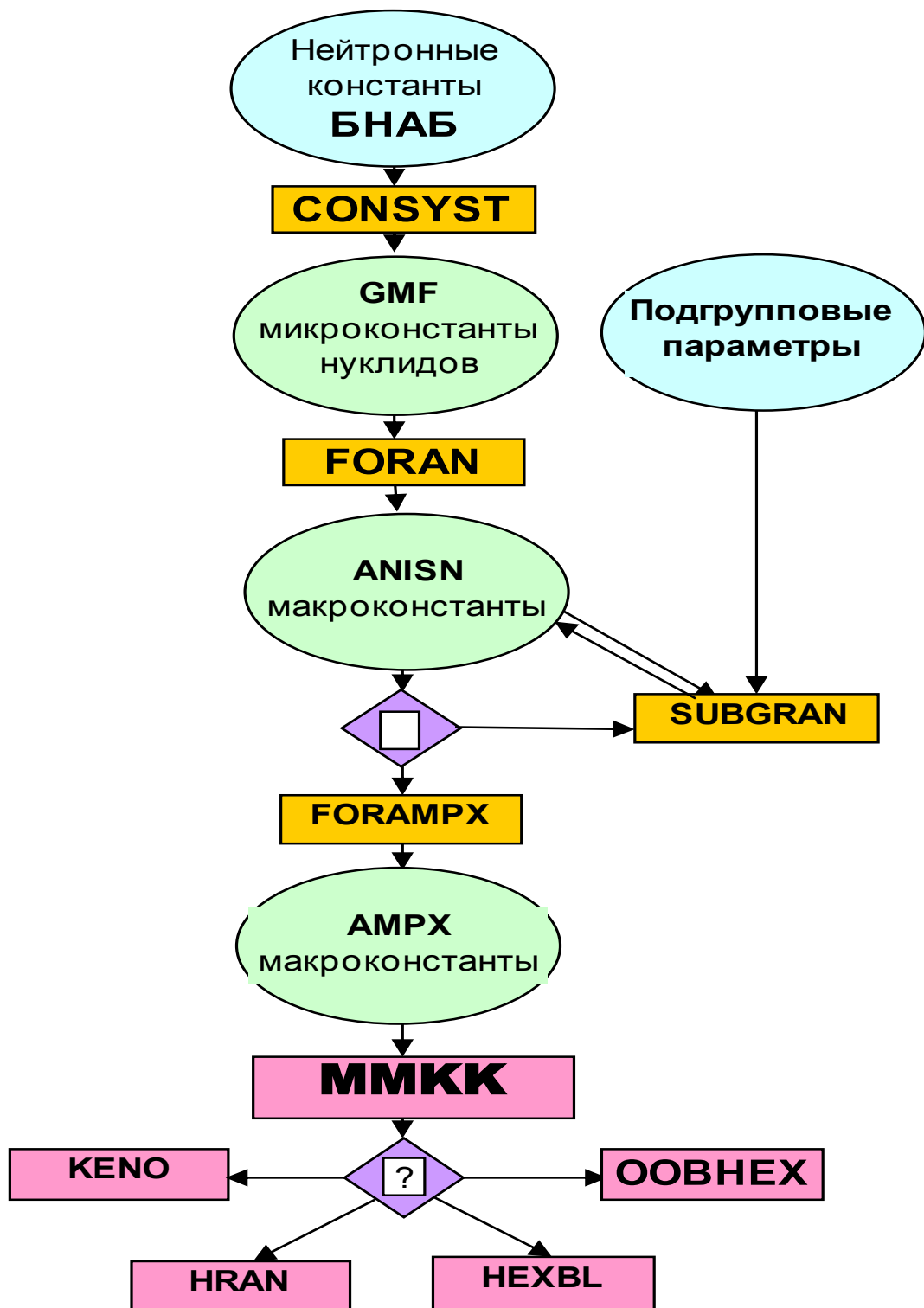


Рисунок 1.6 – Схема расчетов по программе MMKK

Расчеты по MMKK выполняются обычно в 299-ти группах, но в подгрупповых расчетах с использованием программы SUBGRAN число групп может достигать несколько тысяч.

В ГНЦ РФ-ФЭИ программа ММКК широко используется для прецизионных расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов БР и обоснования ядерной безопасности при выполнении физических экспериментов на стендах БФС.

Следует отметить, что программа широко применялась при анализе и оценке экспериментов, включенных в международный справочник по критической безопасности ICSBER Handbook, – практически все эксперименты были обчислены по программе ММККЕНО с использованием многогрупповой системы констант БНАБ-93. Результаты представлены в справочнике ICSBER в разделе SPECTRA.

1.7.2 Расчеты по MCNP

Схема расчетов по MCNP показана на рисунке 1.7. Расчеты могут быть выполнены, как традиционно – с использованием детальных зависимостей сечений, но также и (как и в случае ММКК) с использованием системы CONSYST с константами БНАБ в 299-ти групповом приближении и при необходимости с подключением подгрупп. При этом используются следующие автономные программные модули системы: CONSYST, FORAN, SUBGRAN, FORAMPX и FORMCNP.

1.7.3 Содержание библиотек констант БНАБ

Библиотека констант БНАБ-93 содержит около 140 файлов с таблицами нейтронных данных (MF=1, 2, 3, 4) для нуклидов: **AG, AG09, AL, AM2M, AM41, AM43, AR, AS, AU, B-10, B-11, BA, BE, BI, BR, C, CA, CAPT, CD, CD13, CE, CL, CM42, CM43, CM44, CM45, CM46, CM48, CO, CR, CS, CS35, CS37, CU, D, D-SC, DY, ER, EU, EU55, F, FE, FP35, FP39, GA, GD, GD55, GD57, GE, H, H--3, HE, HE-3, HF, HO, HYDR, I, I129, IN, IR, K, LA, LI-6, LI-7, MG, MN, MO, MO95, MO97, N-15, N, NA, NB, ND, ND43, ND45, NI, NP37, NP39, O, OS, P, PA31, PA33, PB, PD, PD05, PD07, PM47, PR, PT, PU36, PU38, PU39, PU40, PU41, PU42, RE, RH, RU, RU01, S, SB, SC, SCAT, SE, SI, SLAG, SM, SM49, SM51, SM52, SN, SR, SR89, SR90, TA, TB, TC99, TE, TH30,**

TH32, TI, U232, U233, U234, U235, U236, U238, U238NR, V, W,
 XE31, XE35, Y, ZN, ZR.

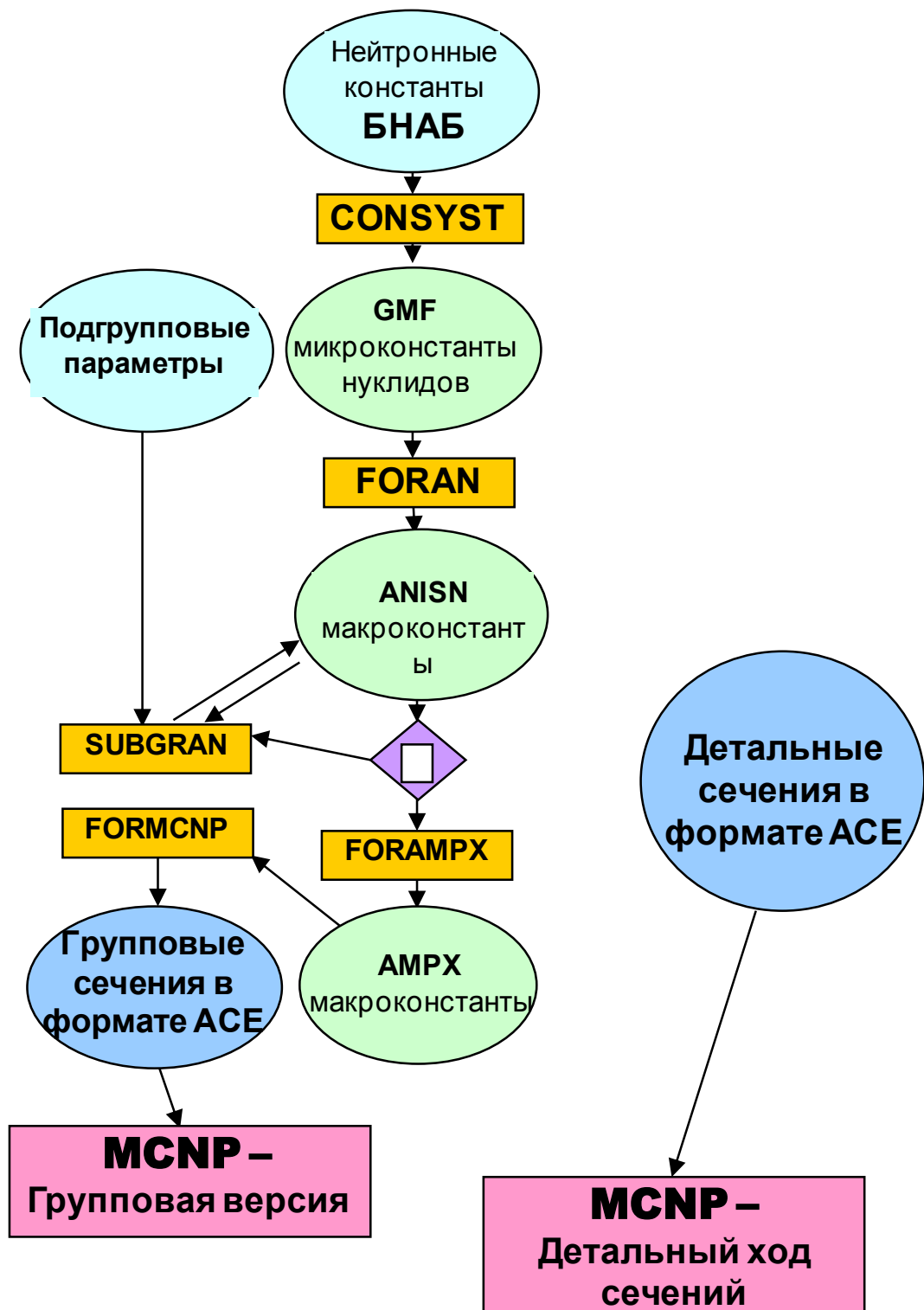


Рисунок 1.7 – Схема расчетов по программе MCNP

Библиотека констант БНАБ-РФ содержит около 400 файлов с таблицами нейтронных данных (MF=301, 303, 304, 502) для следующих нуклидов: AC-225, AC-226, AC-227, AG-107, AG-109, AG-110m, AG-111, AL-27, AM-241, AM-242, AM-242m, AM-243, AM-244, AR-36, AR-38, AR-40, AS-75, AU-197, B-10, B-11, BA-130, BA-132, BA-133, BA-134, BA-135, BA-136, BA-137, BA-138, BA-140, BE-9, BI-209, BK-247, BK-249, BK-250, BR-79, BR-81, C, CA-40, CA-42, CA-43, CA-44, CA-46, CA-48, CD-106, CD-108, CD-110, CD-111, CD-112, CD-113, CD-114, CD-115m, CD-116, CE-136, CE-138, CE-139, CE-140, CE-141, CE-142, CE-143, CE-144, CF-249, CF-250, CF-251, CF-252, CF-253, CL-35, CL-37, CM-240, CM-241, CM-242, CM-243, CM-244, CM-245, CM-246, CM-247, CM-248, CM-249, CM-250, CO-59, CR-50, CR-52, CR-53, CR-54, CS-133, CS-134, CS-135, CS-136, CS-137, CU-63, CU-65, DY-156, DY-158, DY-160, DY-161, DY-162, DY-163, DY-164, ER-162, ER-164, ER-166, ER-167, ER-168, ER-170, ES-253, ES-254, ES-255, EU-151, EU-152, EU-153, EU-154, EU-155, EU-156, F-19, FE-54, FE-56, FE-57, FE-58, FM-255, GA-69, GA-71, GD-152, GD-153, GD-154, GD-155, GD-156, GD-157, GD-158, GD-160, GE-70, GE-72, GE-73, GE-74, GE-76, H-1, H-2, H-3, HE-3, HE-4, HF-174, HF-176, HF-177, HF-178, HF-179, HF-180, HG-196, HG-198, HG-199, HG-200, HG-201, HG-202, HG-204, HO-165, IN-113, IN-115, IR-191, IR-193, J-127, J-129, J-131, J-135, K-39, K-40, K-41, KR-78, KR-80, KR-82, KR-83, KR-84, KR-85, KR-86, LA-138, LA-139, LA-140, LI-6, LI-7, LU-175, LU-176, MG-24, MG-25, MG-26, MN-55, MO-100, MO-92, MO-94, MO-95, MO-96, MO-97, MO-98, MO-99, N-14, N-15, NA-22, NA-23, NB-93, NB-94, NB-95, ND-142, ND-143, ND-144, ND-145, ND-146, ND-147, ND-148, ND-150, NI-58, NI-59, NI-60, NI-61, NI-62, NI-64, NP-235, NP-236, NP-237, NP-238, NP-239, O-16, O-17, O-18, OS, P-31, PA-231, PA-233, PB-204, PB-206, PB-207, PB-208, PD-102, PD-104, PD-105, PD-106, PD-107, PD-108, PD-110, PM-147, PM-148, PM-148m, PM-149, PM-151, PR-141, PR-143, PT, PU-236, PU-237, PU-239, PU-240, PU-241, PU-242, PU-243, PU-244, PU-246, RA-223, RA-224, RA-225, RA-226, RB-85, RB-86, RB-87, RE-185, RE-187, RH-103, RH-105, RU-100, RU-101, RU-102, RU-103, RU-104, RU-106, RU-96, RU-98, RU-99, S-32, S-33, S-34, S-36, SB-121, SB-123, SB-124, SB-125, SB-126, SC-45, SE-74, SE-76, SE-77, SE-78, SE-79, SE-80, SE-82, SI-28, SI-29, SI-30, SM-144, SM-147, SM-149, SM-150,

SM-151, SM-152, SM-153, SM-154, SN-112, SN-113, SN-114, SN-115, SN-116, SN-117, SN-118, SN-119, SN-120, SN-122, SN-123, SN-124, SN-125, SN-126, SR-84, SR-86, SR-87, SR-88, SR-89, SR-90, TA-181, TA-182, TB-159, TB-160, TC-99, TE-120, TE-122, TE-123, TE-124, TE-126, TE-127m, TE-128, TE-129m, TE-130, TE-132, TH-227, TH-228, TH-229, TH-230, TH-232, TH-234, TI-46, TI-47, TI-48, TI-49, TI-50, TL, U-232, U-233, U-234, U-235, U-236, U-237, U-238, V-51, V, W-180, W-182, W-183, W-184, W-186, XE-124, XE-126, XE-128, XE-129, XE-130, XE-131, XE-132, XE-133, XE-134, XE-135, XE-136, Y-89, Y-90, Y-91, ZN, ZR-90, ZR-91, ZR-92, ZR-93, ZR-94, ZR-95, ZR-96.

Библиотека констант БНАБ-РФ, как и БНАБ-93, содержит таблицы нейтронных и фотонных данных в виде файлов стандартного формата БНАБ, которые характеризуются параметрами MF и MT.

В таблице 1.1 приведено содержание библиотеки констант БНАБ-РФ и имеющиеся в библиотеке таблицы данных.

Таблица 1.1 – Содержание библиотеки констант БНАБ-РФ

Параметр MF	Параметр MT	Содержание таблиц данных
111	0	127-групповые сечения для описания взаимодействия фотонов с веществом
112	0	Угловые моменты когерентного рассеяния фотонов
121	0-5	Матрицы угловых моментов межгрупповых переходов при комптоновском рассеянии электронов
301	0	Основные нейтронные константы
302	0,1,...,N	Матрицы сечения и угловых моментов межгрупповых переходов при неупругом рассеянии
303	0,1,...,N	Матрицы сечения и угловых моментов межгрупповых переходов при упругом рассеянии

Таблица 1.1 (продолжение)

Параметр MF	Параметр MT	Содержание таблиц данных
304	-1, 1, 2, 18, 102	Факторы резонансной самоэкранировки сечений в зависимости от сечения разбавления и температуры среды
306	0	Подгрупповые параметры
307, 317	Температура	Матрицы вероятностей межгрупповых переходов при рассеянии на связанных атома
309	0	Сечения нейтронных реакций на изотопах
313	0	Данные об образовании СНА, водорода, гелия и трития
319	0, 1	Данные о запаздывающих нейтронах
502	0,1,...,N	Матрицы вероятностей и угловых моментов межгрупповых переходов при неупругом рассеянии
518	0	Спектры нейтронов деления в зависимости от энергии нейтрона, вызвавшего деление

ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 1

Разработаны программные средства в виде комплекса программ и библиотек данных, объединенных в систему CONSYST/БНАБ, для обеспечения нейтронно-физическими константами расчетов быстрых реакторов и радиационной защиты, включая расчеты ядерной безопасности и параметров топливного цикла.

Одной из наиболее важных особенностей описанных программных средств, предназначенных для расчетов быстрых реакторов, является обеспечение единой привязки к константной базе на единой методической основе, что обеспечивается использованием исходных библиотек многогрупповых констант БНАБ (БНАБ-93 и БНАБ-РФ), модулями и программами комплекса CONSYST подготовки данных к физическим расчетам.

ГЛАВА 2. СИСТЕМА ПРОГРАММ И АРХИВОВ ИНДЭКС ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОГРЕШНОСТЕЙ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Как уже было отмечено, повышение требований к эксплуатационным показателям ставит задачу повышения точности расчетного предсказания характеристик проектируемых и работающих реакторных установок, повышения точности расчетов в обоснование их безопасности, расчетов в обоснование ядерной и радиационной безопасности при обращении с ядерным топливом при его производстве, транспортировке и хранении, что, в конечном счете, обеспечивает повышение надежности, безопасности и экономичности, как самих реакторных установок, так и всех объектов ядерной энергетики.

Таким образом, одной из важнейших задач, стоящих перед расчетчиками и констанщиками, является задача разработки программных средств оценки погрешностей расчетных предсказаний, что, в частности, является одним из основных результатов работ по верификации и валидации расчетных программных комплексов и библиотек констант.

Важнейшую роль при верификации и валидации используемых в расчетах программ и ядерно-физических данных (файлов сечений и групповых констант) играют интегральные эксперименты, проводимые на реакторах и физических стендах, специально спланированные для целей тестирования и повышения точности методов и программ расчета быстрых реакторов.

Для выполнения работ по анализу наблюдаемых расхождений между расчетными и экспериментальными данными, устранению этих расхождений путем алгоритмической корректировки нейтронно-физических ядерных констант (групповых сечений отдельных нуклидов) с использованием математико-статистического метода максимального правдоподобия, коэффициентов чувствительности и ковариационных матриц погрешностей, и для оценки константной составляющей погрешности расчетов нейтронно-

физических характеристик (НФХ) быстрых реакторов была разработана и используется система программ и архивов ИНДЭКС [21,22,55-57] (название есть аббревиатура слов «Исправление Нейтронных Данных на основе интегральных Экспериментов»).

2.1 Описание системы программ и архивов ИНДЭКС

Структура системы **ИНДЭКС** представлена на рисунке 2.1. Система **ИНДЭКС** – это система вычислительных программ и архивов данных, которая специально была развита для производства работ по оценке точности нейтронно-физических расчетов ЯЭУ, тестированию и корректировке систем групповых констант с использованием специализированных баз данных – компьютерных архивов экспериментальной и расчетной информации следующего характера:

LEMEX – библиотека оцененных “benchmark” интегральных и макроскопических реакторных экспериментов (содержит результаты измерений, выполненных на хорошо известных стандартных спектрах, различных физических критических стендах, действующих реакторах, а также результаты расчетов измеренных величин вместе со всеми введенными поправками и их погрешностями);

LDESC – библиотека описаний условий проведения экспериментов;

LTASK – библиотека описаний расчетных моделей экспериментов; содержит файлы заданий на расчет по программам CRAB, TWODANT, TRIGEX, MMK;

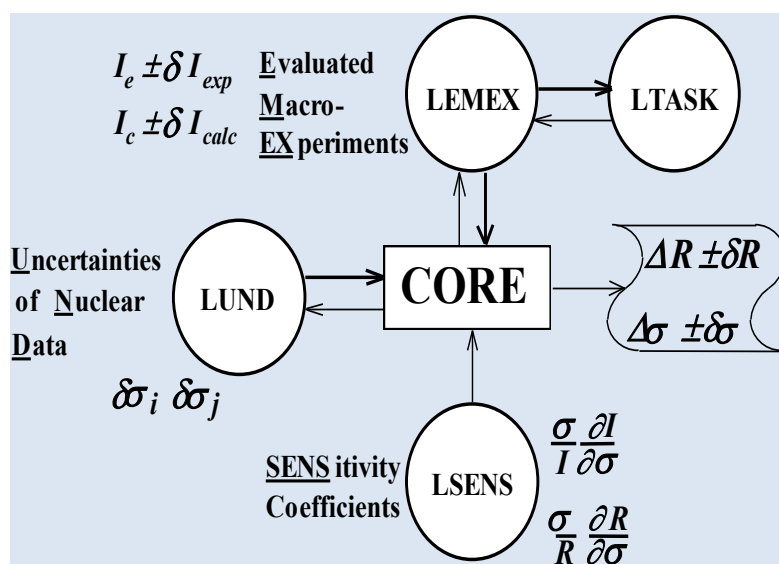
LUND – библиотека ковариационных матриц погрешностей 28-ми групповых констант БНАБ;

LSENS – библиотека коэффициентов чувствительности измеренных величин и важных физических характеристик тестовых моделей к различным групповым константам и некоторым параметрам реактора.

Для проведения статистического анализа наблюдаемых расхождений между расчетными и экспериментальными результатами, оценки расчетной погрешности и корректировки групповых констант на основе метода

максимального правдоподобия система ИНДЭКС включает в себя специально разработанный программный комплекс CORE.

Система программ и архивов ИНДЭКС



LEMEX: библиотека результатов около 400 экспериментов на критических сборках

LTASK: библиотека расчетных заданий, включая модели реакторов: БН-600, БН-800, БН-1200, БРЕСТ-300, СВБР, СЕФР, и др.

LUND: библиотека ковариационных матриц погрешностей 28-ми групповых констант >40 нуклидов

CORE: программный комплекс статистического анализа результатов экспериментов и оценка погрешностей расчетов

LSSENS: библиотека коэффициентов чувствительности измеренных величин и физических характеристик моделей из библиотеки LEMEX к расчетным параметрам

Рисунок 2.1 – Структура программ и архивов системы ИНДЭКС

2.2 Методика оценки константной погрешности

В основе методики оценки константной погрешности расчетов, заложенной в программном комплексе CORE, лежит метод максимального правдоподобия (Maximum Likelihood Method) или ещё его называют «обобщенный метод наименьших квадратов» (Generalized Linier List Square Method).

На так называемом «уровне микроданных», принимая во внимание только дифференциальные измерения сечений и погрешности этих измерений, дисперсия D

$$D = \left| \langle \delta^2 p_n / p_n^2 \rangle \right| \quad (2.1)$$

любой интересующей нас интегральной расчетной величины p_n , являющейся функцией этих сечений, определяется через ковариационную матрицу W погрешностей сечений (групповых констант материалов, входящих в состав зон реактора)

$$W = |\langle \delta\sigma_i/\sigma_i \delta\sigma_j/\sigma_j \rangle|, \quad (2.2)$$

и матрицу коэффициентов чувствительности рассчитываемых величин H к сечениям (групповым константам)

$$H = |\partial p_n / \partial \sigma_i \times \sigma_i / p_n|, \quad (2.3a)$$

следующим образом:

$$D = HWH^t, \quad (2.3б)$$

где индекс « t » обозначает транспонирование.

Формула (2.3б) является базовой для вычисления величин погрешности расчетов интегральных характеристик реактора (в том числе, измеряемых на физических стендах), а сама погрешность расчета определяется как корень квадратный из дисперсии D .

Расчет чувствительностей функционала $K_{эфф}$ к групповым сечениям материалов, входящих в состав среды, не представляет особых затруднений и проводится с использованием прямой и сопряженной функций потока нейтронов по теории возмущений (например, в диффузионном приближении с помощью программы TRIGEX). Для расчета коэффициентов чувствительности центральных отношений сечений может использоваться программа NULGEO, описанная в [21]. Коэффициенты чувствительности эффектов реактивности (НПЭР, СУЗ) к сечениям рассчитываются как разность коэффициентов чувствительности $K_{эфф}$ в начальном (невозмущенном) и в конечном (возмущенном) состояниях.

Альтернативная методика, без использования коэффициентов чувствительности, с использованием так называемого «метода GRS» [58,59] развивается в программном комплексе TRIUM [60], для оценки константной, технологической и методической погрешностей расчетов, с использованием синтеза программ TRIGEX и ММКК. Метод оценки константной и

технологической погрешности в комплексе TRIUM основан на многократном (100-1000) розыгрыше случайных наборов входных данных на расчет физических характеристик модели реактора (ядерных констант и геометрических и материальных параметров модели) с использованием соответствующих ковариационных матриц погрешностей параметров модели и групповых констант. Общая схема расчета показана на рисунке 2.2.

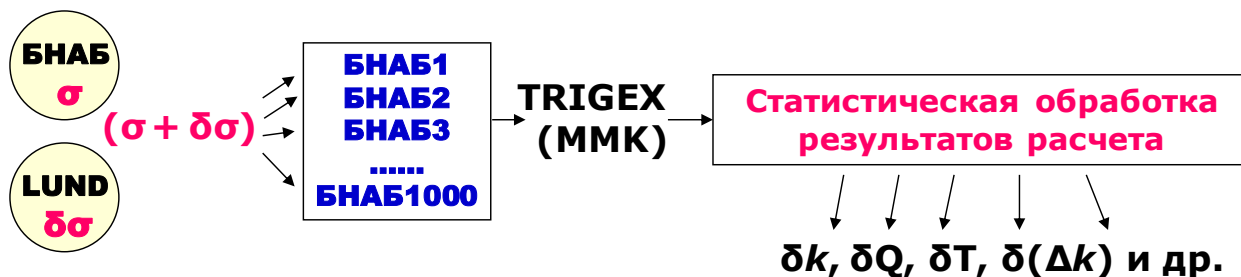


Рисунок 2.2 – Схема расчета с использованием кода TRIUM

Для оценки методической составляющей погрешности (введение кинетической, гетерогенной и др. поправок) создан инструмент автоматического перевода расчетных заданий для диффузионной программы TRIGEX в задания на расчет по программе метода Монте-Карло ММКК.

Опыт показывает, что за счет только дифференциальных измерений нейтронных сечений нельзя удовлетворить точности, выдвигаемые к расчетам нейтронно-физических характеристик. Так, например, оцениваемая константная составляющая погрешности расчета критичности быстрого реактора равна 1.8 – 2.0%, в то время как требуемая точность находится на уровне 0.5% [23,24]. И только привлечение к анализу реакторно-физических экспериментов дает возможность снизить эту составляющую до требуемой или близкой к ней величины (см., например, [25,41,42]).

2.3 Методика учета экспериментов и корректировки констант

Математическая формулировка задачи «учета интегральных экспериментов» (результатов измерений на стандартных спектрах [76] и макроэкспериментов, выполненных на критических сборках и реакторных

установках) с применением метода максимального правдоподобия описана достаточно подробно в кандидатской диссертации автора [21].

Развитая автором методика затем использовалась в диссертационных исследованиях авторов: Т.Т.Ивановой [77], А.А.Перегудовым [60] и Ю.Е.Головко [78] (выполненные в этих работах исследования проведены с непосредственным участием Г.Н.Мантурова). Здесь же мы остановимся лишь на некоторых основных положениях методики. Заметим, что наибольшее распространение эта методика получила в задаче анализа и оценки погрешностей расчетов критических систем (см., например, [41,42,77-80]).

Методика учета интегральных экспериментов состоит в следующем.

Пусть C – есть вектор исходного набора констант, I_3 – есть вектор результатов взятых для рассмотрения экспериментов на критических сборках и реакторах (макроэкспериментов), а I_p – есть результаты расчетов этих экспериментов с использованием исходных констант C (I_p – есть функция констант C). По определению – это всё есть случайные величины и для них можно принять нормальный закон распределения с известными средним значением и дисперсией.

Тогда можно поставить математическую задачу о нахождении нового набора констант C' , такого чтобы расчетные результаты, полученные с этими новыми константами, I' , «наилучшим образом» в смысле, например, обобщенного метода наименьших квадратов (*Generalized Linier List Square Method*) или метода максимального правдоподобия (*Maximum Likelihood Method*) описывали всю совокупность выбранных макроэкспериментов. При этом, исходя из нормального закона распределения случайных величин C и C' , различия между наборами новых констант C' и исходных C не должны противоречить величинам погрешностей, заложенным в их ковариационной матрице погрешностей W . Совместная вероятность таких событий, исходя из

нормального закона распределения случайных величин I_2 , I_p , C и C' , есть по определению функция правдоподобия L ⁶:

$$L = \exp\left\{-\frac{1}{2} \times [(C' - C)^T W^{-1} (C' - C) + (I' - I_2)^T U^{-1} (I' - I_2)]\right\}, \quad (2.4)$$

и задача сводится к нахождению её экстремума – максимального значения. В этом состоит суть метода максимального правдоподобия. Таким образом, задача сводится к минимизации квадратичной формы S^2 , стоящей в показателе экспоненты функции правдоподобия L в (2.4):

Метод максимального правдоподобия позволяет найти такие поправки p_n , образующие вектор P , к константам σ_n , которые обеспечивают наилучшее расчетное описание некоторой рассматриваемой совокупности экспериментов (погрешности которых описываются ковариационной матрицей U), не противоречащее исходным константам (погрешности которых описываются матрицей W). Т.е., если определить поправки p_n так, что полученные новые константы σ'_n определяются как:

$$\sigma'_n = \sigma_n \cdot (1 + p_n) \quad (2.5)$$

Исходя из нормального закона распределения случайных величин σ_n и σ'_n , и, считая, что различия между наборами новых констант σ'_n и исходных σ_n не должны противоречить величинам погрешностей, заложенным в исходной ковариационной матрице погрешностей констант W , строится функция правдоподобия (2.4), которая пропорциональна величине $\exp\left\{-\frac{S^2}{2}\right\}$, и задача сводится к минимизации квадратичной формы в показателе экспоненты, которая на примере $K_{эфф}$ может быть записана в виде:

$$S^2 = P^t W^{-1} P + (\Delta k + H P)^t U^{-1} (\Delta k + H P). \quad (2.6)$$

Дифференцируя величину S по элементам вектора P и приравнявая все эти частные производные нулю, получим систему линейных уравнений:

$$(W^{-1} + H^t U^{-1} H) P = -H^t U^{-1} \Delta k. \quad (2.7)$$

⁶ Кендалл М. и Стюарт А. Статистические выводы и связи. М., «Наука», 1973, т.2.

Из (2.8) вектор \mathbf{P} можно выразить следующим образом:

$$\mathbf{P} = (\mathbf{W}^{-1} + \mathbf{H}^t \mathbf{U}^{-1} \mathbf{H})^{-1} (-\mathbf{H}^t \mathbf{U}^{-1} \Delta \mathbf{k}). \quad (2.8)$$

Матрица, обратная матрице коэффициентов системы уравнений (2.7), есть ковариационная матрица \mathbf{W}' откорректированных констант:

$$\mathbf{W}' = (\mathbf{W}^{-1} + \mathbf{H}^t \mathbf{U}^{-1} \mathbf{H})^{-1} = \mathbf{W} - \mathbf{W} \mathbf{H}^t (\mathbf{U} + \mathbf{H} \mathbf{W} \mathbf{H}^t)^{-1} \mathbf{H} \mathbf{W} \quad (2.9)$$

С помощью матрицы \mathbf{W}' можно найти ожидаемые погрешности расчетов с использованием новых откорректированных констант. Соответственно, вместо формулы (2.3б) для определения дисперсии \mathbf{D}' интересующей нас расчетной величины, если \mathbf{z} есть вектор чувствительностей этой величины к константам, получим выражение:

$$\mathbf{D}' = \mathbf{z} \mathbf{W}' \mathbf{z}^t = \mathbf{z} \mathbf{W} \mathbf{z}^t - \mathbf{z} \mathbf{W} \mathbf{H}^t (\mathbf{U} + \mathbf{H} \mathbf{W} \mathbf{H}^t)^{-1} \mathbf{H} \mathbf{W} \mathbf{z}^t, \quad (2.10)$$

Для набора \mathbf{I} интегральных величин (например, серии расчетных значений $K_{эфф}$) новая ковариационная матрица \mathbf{V}' ожидаемых расчетных погрешностей по откорректированным константам, если \mathbf{Z} есть матрица чувствительностей этих величин к константам, есть:

$$\mathbf{V}' = \mathbf{Z} \mathbf{W}' \mathbf{Z}^t = \mathbf{Z} \mathbf{W} \mathbf{Z}^t - \mathbf{Z} \mathbf{W} \mathbf{H}^t (\mathbf{U} + \mathbf{H} \mathbf{W} \mathbf{H}^t)^{-1} \mathbf{H} \mathbf{W} \mathbf{Z}^t \quad (2.11)$$

С найденным вектором поправок \mathbf{P} связан новый вектор расчетно-экспериментальных расхождений для набора \mathbf{I} значений $K_{эфф}$, на основе которых проведена корректировка констант, $\Delta \mathbf{k}' = \Delta \mathbf{k} + \mathbf{H} \mathbf{P}$. Соответственно, для набора интересующих нас расчетных результатов – $\Delta \mathbf{K}' = \Delta \mathbf{K} + \mathbf{Z} \mathbf{P}$.

Можно показать, что минимальное значение квадратичной формы (2.6) S_{\min}^2 , соответствующее вектору \mathbf{P} может быть вычислено по формуле:

$$S_{\min}^2 = \Delta \mathbf{k}^t (\mathbf{U} + \mathbf{H} \mathbf{W} \mathbf{H}^t)^{-1} \Delta \mathbf{k}. \quad (2.12)$$

Формула (2.8) в качестве одного из результатов даёт величины смещений констант – вектор \mathbf{P} поправок, которые необходимо применить для получения констант σ'_n , с использованием которых будет получено удовлетворительное согласие между расчетными и экспериментальными результатами (в смысле χ^2 , о котором будет сказано ниже).

2.4 Критерии согласия и поиск противоречий в данных

Так как величина S_{\min}^2 является функцией случайных величин (элементы вектора Δk так же являются случайными величинами), то можно определить новую величину:

$$\chi^2 = S_{\min}^2 / I, \quad (2.13)$$

которая в математической статистике **используется в качестве критерия согласия** между ожидаемым разбросом расчетно-экспериментальных расхождений и фактически наблюдаемыми расхождениями.

В случае, когда использованные в выше описанной процедуре экспериментальные результаты не противоречат друг другу (с учетом приписанных им величин погрешностей и корреляций), величина χ^2 в (2.13) распределена по χ^2 -распределению с I степенями свободы, которое, если число рассматриваемых экспериментов I достаточно велико, близко к нормальному со средним значением, равным единице и дисперсией $2/I$.

Таким образом, если мы наблюдаем значительное отличие значения χ^2 от 1, т.е. существенно более чем на $\pm\sqrt{2/I}$, то это можно рассматривать как свидетельство о наличии серьезных противоречий в рассматриваемой совокупности расчетных и экспериментальных данных. В этом случае точность расчетных величин $k_{c,i}^l$ нужно характеризовать не ожидаемыми погрешностями $\delta_{\text{expect}} = \sqrt{V'_{i,i}}$, а более консервативной оценкой – «наблюдаемыми погрешностями» $\delta_{\text{observ}} = \sqrt{\chi^2 \cdot V'_{i,i}}$, где $V'_{i,i}$ – диагональные элементы матрицы V' из (2.11). В частности, при слишком большом отличии величины χ^2 от единицы, необходимо провести поиск сомнительных оценок, их переоценку и переоценку погрешностей, или может быть даже исключить из анализа.

Изложенная методика оценки погрешностей есть так называемая «методика корректировки констант с учетом интегральных экспериментов», которая в случае отсутствия противоречий в

рассматриваемой совокупности расчетных и экспериментальных данных даёт величины смещений констант из (2.8).

В дополнение, можно предложить дифференциальный критерий, позволяющий проанализировать корректность оценки корреляций между погрешностями экспериментами.

Так как математическое ожидание величины χ^2 в (2.13) равно 1, то разумно предположить, что вклад от каждого эксперимента в величину S_{\min}^2 должен быть также равен или близок к 1.

Рассмотрим случай, когда имеются корреляции между различными погрешностями измерений. Тогда для любой пары экспериментов вклад в величину S_{\min}^2 можно записать в виде следующего тройного произведения вектора расчетно-экспериментальных значений $(\Delta_1 \Delta_2)$ и его транспонированного значения $(\Delta_1 \Delta_2)^T$ на обратную матрицу их погрешностей:

$$S_{12}^2 = (\Delta_1 \Delta_2) \begin{vmatrix} \delta_2^2 & -\text{cov}_{12} \\ -\text{cov}_{12} & \delta_1^2 \end{vmatrix} (\Delta_1 \Delta_2)^T / \det, \quad \det = \delta_1^2 \delta_2^2 - \text{cov}_{12}^2 \equiv \delta_1^2 \delta_2^2 (1 - K^2) \quad (2.14)$$

где K есть коэффициент корреляции между погрешностями этих двух измерений.

Значение S_{12}^2 из (2.14) можно привести к довольно простому виду:

$$S_{12}^2 = \frac{1}{1 - K^2} \left[\left(\frac{\Delta_1^2}{\delta_1^2} + \frac{\Delta_2^2}{\delta_2^2} \right) - 2K \left(\frac{\Delta_1}{\delta_1} \right) \left(\frac{\Delta_2}{\delta_2} \right) \right] \quad (2.15)$$

и выделим в (2.15) диагональный член – вклад в случае отсутствия корреляций, в результате получим:

$$\begin{aligned}
S_{12}^2 &= \left(\frac{\Delta_1^2}{\delta_1^2} + \frac{\Delta_2^2}{\delta_2^2} \right) + \frac{K^2}{1-K^2} \left[\left(\frac{\Delta_1^2}{\delta_1^2} + \frac{\Delta_2^2}{\delta_2^2} \right) - \frac{2}{K} \left(\frac{\Delta_1}{\delta_1} \right) \left(\frac{\Delta_2}{\delta_2} \right) \right] = \\
&= \left(\frac{\Delta_1^2}{\delta_1^2} + \frac{\Delta_2^2}{\delta_2^2} \right) + \frac{K^2}{1-K^2} \left(\frac{\Delta_1}{\delta_1} - \frac{\Delta_2}{\delta_2} \right)^2 - \frac{2K}{1+K} \left(\frac{\Delta_1}{\delta_1} \right) \left(\frac{\Delta_2}{\delta_2} \right)
\end{aligned} \tag{2.16}$$

Отсутствие противоречий в данных означает, что вклад от каждого эксперимента в величину S_{\min}^2 должен быть равен или близок к 1. Отсюда следует, что вклад от каждой пары экспериментов в величину S_{\min}^2 должен быть равен или близок к 2 и, таким образом, разумно предположить, что значение S_{12}^2 в выражении (2.16) также должно быть близко к 2. При этом, так как второй член в выражении (2.16) при $K=1$ терпит разрыв, то, очевидно, на его величину накладываются ограничения. Разумно исключить из анализа эксперименты с $K=1$, т.к. по информативности это два эквивалентных эксперимента.

Таким образом, наряду с критерием χ^2 , можно предложить дополнительно критерий для анализа возможных противоречий, а именно, анализа правдоподобия оценки величин коэффициентов корреляций между погрешностями любых двух произвольно взятых измерений. Метод основан на анализе величины второго и третьего членов в выражении (2.16), а именно, после корректировки второй члене должен быть достаточно мал (< 2), а сумма всех третьих членов должна быть близка к нулю.

Применение этой методики продемонстрировано на примере экспериментов серии USI-001 и UST-015 с ураном-233 из справочника ICSBER Handbook.

В таблице 2.1 даны элементы матрицы погрешностей экспериментов серии USI-001 и UST-015 до и после корректировки констант. Как видно, критерий согласия после корректировки равен 7 и далёк от своего ожидаемого значения 1. Анализ коэффициентов корреляции матрицы погрешностей даёт ответ на вопрос, какие погрешности экспериментов должны быть переоценены – они выделены жирным шрифтом и курсивом.

Таблица 2.1 – Матрица погрешностей экспериментов серии USI-001 и UST-015 до и после корректировки констант

Эксп.	До корректировки $\chi^2=16,7$									
USI-0108	0,2									
USI-0116	0,2	2,6								
USI-0120	0,1	0,4	0,7							
USI-0123	0,9	9,5	6,2	1,8						
USI-0130	0,4	0,1	0,1	2,1	1,6					
USI-0133	1,9	1,2	2,6	0,2	12,5	4,3				
UST-1507	0,2	0,2	0,5	0,4	1,1	1,3	0,0			
UST-1510	0,8	0,5	1,3	0,0	2,3	0,5	0,5	1,1		
UST-1517	13,9	16,1	16,6	2,6	23,0	1,5	7,4	3,5	17,2	
UST-1525	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	21,6
Эксп.	После корректировки $\chi^2=7,0$									
USI-0108	0,1									
USI-0116	0,2	1,4								
USI-0120	0,4	0,1	1,2							
USI-0123	0,8	6,1	6,7	0,8						
USI-0130	1,8	0,2	0,6	3,9	3,9					
USI-0133	0,9	1,1	2,0	0,0	12,1	0,9				
UST-1507	0,1	0,0	0,1	0,9	1,0	1,2	0,5			
UST-1510	0,0	0,1	0,3	0,8	1,6	1,0	0,1	0,1		
UST-1517	1,7	3,6	3,9	0,0	9,4	0,0	2,0	1,1	1,4	
UST1525	0,0	0,1	0,0	0,0	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1	0,1

2.5 Библиотека матриц погрешностей констант LUND

В библиотеке **LUND** хранится информация о величинах погрешностей и их корреляционных свойствах (ковариационные матрицы) в 28-ми групповом виде для всех важных сечений реакций и нуклидов.

Для каждого нуклида данные записываются в виде отдельного текстового ASCII файла (каждый файл имеет стандартную структуру записей) с расширением, указывающим на принадлежность к конкретной проблеме:

FRP - Fast Reactor Problem, *TRP* - Thermal Reactor Problem, *FP* - Fusion Problem, *SP* - Shielding Problem, *CSP* - Criticality Safety Problem.

На рисунке 2.3 приведены примеры графического представления ковариационных матриц погрешностей из библиотеки LUND с помощью имеющейся сервисной программы MATRLOT в системе ИНДЭКС.

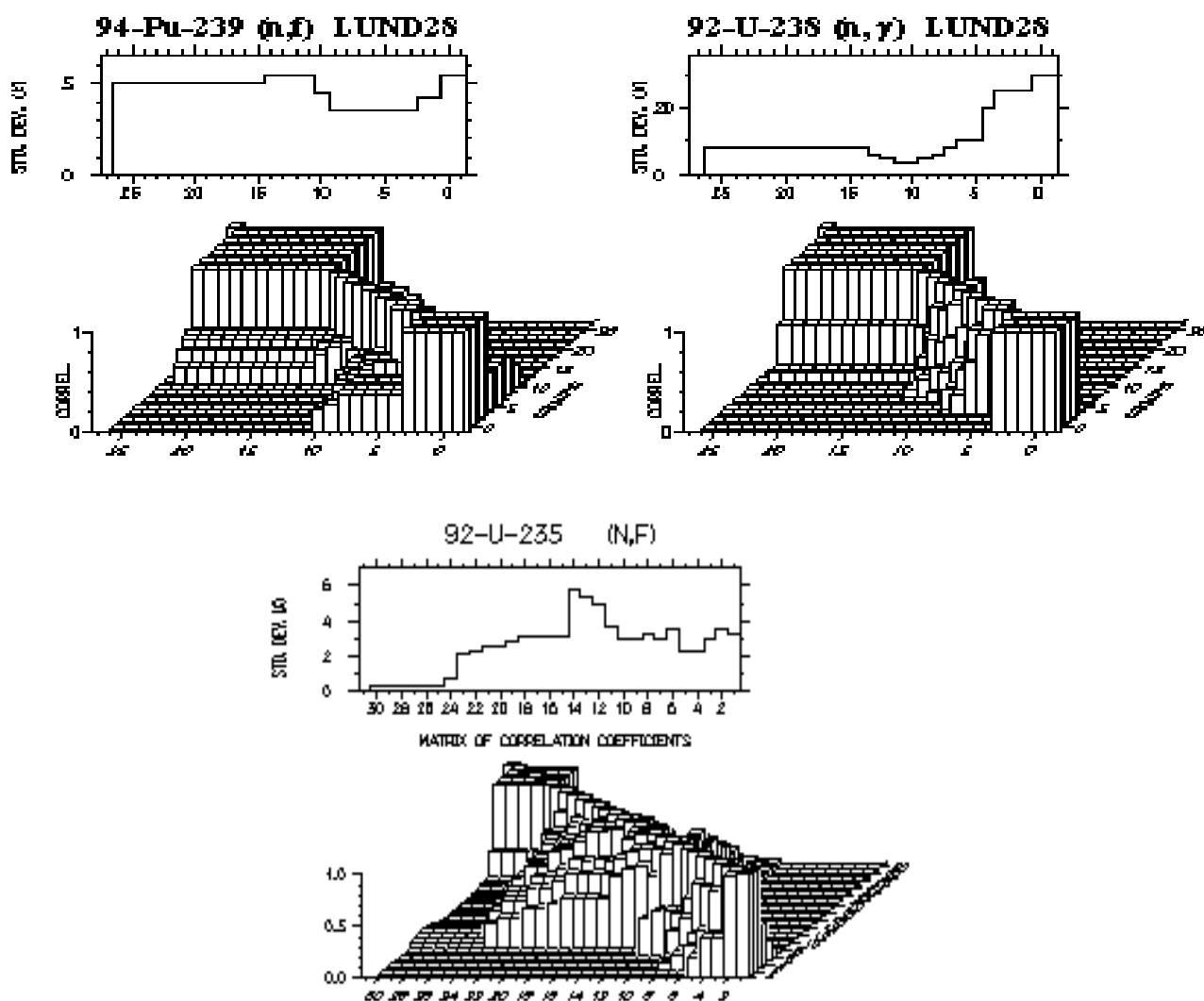


Рисунок 2.3 – Примеры представления ковариационных матриц погрешностей библиотеки LUND с помощью сервисной программы MATRLOT системы ИНДЭКС

В таблицах 2.2 и 2.3 в качестве примера приведена информация о содержании в библиотеке LUND ковариационных матриц погрешностей.

В таблице 2.4 приведены границы энергетических групп, для которых представлены данные в библиотеке LUND.

Таблица 2.2 – Содержание библиотеки LUND для легких элементов и конструкционных материалов

Нуклид	tot	n,n	n,n'	μ	n, γ
1-H-1	+	+			
3-Li-7	+	+			+
4-Be-9	+			+	+
5-B-10			+		
6-C-12	+	+	+	+	
7-N-14	+		+	+	
8-O-16	+	+	+	+	+
9-F-19		+	+		+
11-Na-23	+	+	+	+	+
12-Mg	+	+		+	+
13-Al-27	+		+		+
14-Si-28	+	+			+
23-V	+	+		+	+
24-Cr	+	+	+	+	+
24-Cr-50					+
24-Cr-52					+
25-Mn-55			+		+
26-Fe	+	+	+	+	+
26-Fe-56					+
26-Fe-58					+
27-Co-59					+
28-Ni	+	+	+	+	+
29-Cu	+	+	+	+	+
30-Zn	+	+	+	+	+
40-Zr	+	+	+	+	+
42-Mo	+	+	+	+	+
74-W	+	+	+	+	+
82-Pb	+	+	+	+	+
83-Bi	+	+	+	+	+

Таблица 2.3 – Содержание библиотеки LUND для трансактинидов

Реакция	tot	n,n	n,n'	n,2n	n,np	μ	n, γ	n,p	n,d	n,t	n, α
MT =	1	2	4	16	28	251	102	103	104	105	107
90-Th-228	+		+	+			+				
90-Th-229	+		+	+			+				
90-Th-230	+	+	+	+			+				
90-Th-231	+		+	+			+				
90-Th-232	+	+	+	+			+				
91-Pa-231	+		+	+			+	+			+
91-Pa-233	+		+	+			+				
92- U-232	+						+				
92- U-233	+	+	+				+				
92- U-234	+		+				+				
92- U-235	+	+	+	+			+				
92- U-236	+	+	+				+				
92- U-238	+	+	+	+			+				
92- U-239	+						+				
93-Np-237	+	+	+				+				
93-Np-239	+						+				
94-Pu-238	+						+				
94-Pu-239	+	+	+	+			+				
94-Pu-240	+	+	+				+				
94-Pu-241	+	+	+	+			+				
94-Pu-242	+	+					+				
95-Am-241	+	+	+	+			+				
95-Am-242	+	+	+				+				
95-Am-243	+	+	+				+				

Таблица 2.4 – Границы энергетических групп в библиотеке LUND

Номер группы	Верхняя энергия	Номер группы	Верхняя энергия	Номер группы	Верхняя энергия	Номер группы	Верхняя энергия
-1	15.2 МэВ	6	800 кэВ	13	4.65 кэВ	20	21.5 эВ
0	14.0 МэВ	7	400 кэВ	14	2.15 кэВ	21	10 эВ
1	10.5 МэВ	8	200 кэВ	15	1.00 кэВ	22	4.65 эВ
2	6.5 МэВ	9	100 кэВ	16	465 эВ	23	2.15 эВ
3	4.0 МэВ	10	46.5 кэВ	17	215 эВ	24	1.00 эВ
4	2.5 МэВ	11	21.5 кэВ	18	100 эВ	25	0.465 эВ
5	1.4 МэВ	12	10.0 кэВ	19	46.5 эВ	T	0.0253 эВ

2.6 Библиотека интегральных экспериментов LEMEX

В библиотеке **LEMEX** содержатся результаты измерений, выполненных на различных физических стендах (БФС и зарубежных).

Кроме экспериментальных результатов LEMEX содержит также результаты расчетов измеренных величин вместе со всеми введенными поправками и их погрешностями. На сегодня это более 400 экспериментальных результатов и соответствующих им расчетных величин: k -эфф, спектральные индексы (отношения средних сечений), отношения центральных коэффициентов реактивности (ЦКР).

В библиотеке LEMEX для каждого эксперимента (под экспериментом понимается серия измерений на одной критической сборке) данные записываются в виде отдельного текстового ASCII файла с расширением, указывающим на принадлежность к конкретной проблеме (как и в случае LUND): *FRB* - Fast Reactor Benchmark, *TRB* - Thermal Reactor Benchmark, *FB* - Fussion Benchmark, *SB* - Shielding Benchmark, *CSB* - Criticality Safety Benchmark. Файлы информации по каждому эксперименту имеют стандартную структуру записей.

Информация о включенных в библиотеку LEMEX экспериментах, выполненных как на критических сборках БФС, так и зарубежных критсборках, приведена ниже: (а) в таблице 2.5 – по k -эфф и спектральным

индексам (отношениям средних сечений); (б) в таблицах 2.6–2.8 – по коэффициентам реактивности (ЦКР) для актинидов, конструкционных материалов и легких элементов.

В библиотеке LEMEX также собраны описания расчетных и экспериментальных результатов по критической безопасности – в общей сложности более чем для 350 экспериментов, критичность которых была посчитана по разным библиотекам нейтронных данных с использованием разных программ расчета критичности. Основные результаты анализа этих экспериментов изложены в диссертации Ю.Е.Головки [78], выполненной под научным руководством автора – Г.Н.Мантурова.

Таблица 2.5 – LEMEX данные по к-эфф и спектральным индексам

Сборка	keff	U233 - U238					Np 237	Pu238 - Pu242					Am241, 243		Cm 244	Au c97
		f3	f4	f6	f8	c8		f7	f38	f39	f40	f41	f42	f41		
Godiva	+	+			+		+		+							
Jezebel	+	+			+		+		+							+
Jezebel-Pu	+				+		+									
Jezebel-23	+				+		+									
Flatop-25	+	+			+		+		+							
Flatop-Pu	+				+		+									
Flatop-23	+				+		+									
Thor	+				+		+									
Scherzo	+				+	+			+							
Big-Ten	+	+			+	+	+		+							
ZPR-3-6F	+	+	+		+	+			+	+						
ZPR-3-11	+	+	+	+	+	+	+		+	+						
ZPR-3-12	+	+	+		+	+			+							
ZEBRA-2	+	+	+	+	+	+	+		+	+						
VERA-11A		+			+		+		+	+						
ZPR-3-48	+				+	+			+	+						
ZEBRA-3	+	+	+	+	+		+		+	+						
VERA-1B	+	+		+	+	+	+		+	+						
ZPPR-2	+	+	+	+	+				+	+						
ZPR-6-7	+				+	+			+							
ZPR-3-56B	+	+	+	+	+				+	+						
SNEAK-7A	+				+	+			+							

Таблица 2.5 (продолжение)

Сборка	kef	U233 - U238					Np 237	Pu238 - Pu242					Am241, 243		Cm 244	Au
		f3	f4	f6	f8	c8		f7	f38	f39	f40	f41	f42	f41		
ZPR-6-6A	+				+	+										
SNEAK-7B	+				+				+							
ZPR-9-31	+				+	+			+							
ZPR-3-33	+				+				+	+						
ZPR-3-32	+				+				+	+						
ZPR-3-49	+				+				+							
ZPR-3-53	+				+				+	+						
ZPR-3-50	+				+				+	+						
FCA-9-1	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-9-2	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-9-3	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-9-4	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-9-5	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-9-6	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-9-7	+						+	+	+			+	+	+		
FCA-10-1	+						+	+	+			+	+	+		
BFS-33-2	+				+	+			+							
BFS-35-2	+				+	+			+							
BFS-38-2	+				+	+			+							
BFS-39	+				+	+										
BFS-41	+				+	+			+							
BFS-42	+				+	+			+							
BFS-44	+				+	+			+							
BFS-45-1	+				+	+			+	+	+					+
BFS-45-2					+				+							+
BFS-49-1	+				+	+			+	+	+					+
BFS-49-2	+				+	+			+	+	+					+
BFS-49-3						*										*
BFS-51-1					+	*			+	+	+					*
BFS-55-1					+	*			+	+	+					*
BFS-55-2					+	*			+							*
BFS-54-4					+				+	+	+					
BFS-56-1					+		+		+	+			+			
BFS-49-4					+	*			+	+	+					*
BFS-54-1					+				+	+	+					
BFS-58-1					+		*	*	+	*	*		*	*	*	
BFS-58-11					+	+	*	*	+	+	+		*	*	*	*

* - отношения к $\sigma_f^{239}\text{Pu}$ (остальные данные есть отношения к $\sigma_f^{235}\text{U}$)

Таблица 2.6 – LEMEX данные по коэффициентам реактивности (ЦКР) для актинидов

Сборка	Th32	U33	U38	Np37	Pu38	Pu39	Pu40	Pu41	Am41	Am43
Godiva	+		+			+	*			
Jezebel	+	+	+	*		+	*		*	
Jezebel-Pu			+			+				
Flattop-25		+	+	*	*	+			*	*
Big-Ten	+	+	+	*	*	+				
ZPR-3-6F	+	+	+			+				
ZPR-3-11		+	+			+				
ZPR-3-12		+	+			+				
ZEBRA-2			+			+	*			
ZEBRA-3			+			+				
VERA-11			+			+				
VERA-1B		+	+	*		+				
ZPR-3-48			+			+				
ZPPR-2						+		*		
ZPR-6-7			+			+				
ZPR-3-56			+			+				
ZPR-6-6A			+			+				
SNEAK-7			+			+	+			
ZPR-9-31		+	+			+	*	*		
ZPR-3-49			+			+				
ZPR-3-53			+			+				
ZPR-3-50			+			+				
FCA-9-1				*	*		*		*	*
FCA-9-2				*	*		*		*	*
FCA-9-3				*	*		*		*	*
FCA-9-4				*	*		*		*	*
FCA-9-5				*	*		*		*	*
FCA-9-6				*	*		*		*	*
FCA-9-7				*	*		*		*	*
FCA-10-1				*	*		*		*	*
BFS-33-2						+				
BFS-35-2						+				
BFS-38-2			+			+	*			
BFS-39						+				
BFS-41			+			+				
BFS-42						+				
BFS-44			+			+				
BFS-45			+			+	+	+		
BFS-49-1						+	+	+		
BFS-49-2						+	+	+		

Таблица 2.6 (продолжение)

Сборка	Th32	U33	U38	Np37	Pu38	Pu39	Pu40	Pu41	Am41	Am43
BFS-51-1						+	+	+		
BFS-55-1						+	+	+		
BFS-56-1				+		+	+		+	
BFS-54-4						+	+	+		
BFS-45-1						+				
BFS-49-4						+	+	+		
BFS-54-1						+		+		
BFS-58-1				+					+	
BFS-58-II			+	+					+	

* - отношения к ^{239}Pu (остальные данные – отношения к ^{235}U)

Таблица 2.7 – LEMEX данные по коэффициентам реактивности (ЦКР) для конструкционных материалов

Сборка	Fe	Cr	Ni	Mo	Mn	Cu	Al	Ta	Na	In	Hf	Pb	Nb	W
Godiva	+		+			+	+							
Jezebel	+		+	+										
Big-Ten	+						+			+				
ZPR-3-6F	+	+	+		+		+		+					
ZPR-3-11	+	+	+	+	+		+	+	+					
ZPR-3-12	+		+	+			+	+					+	
ZEBRA-2	+	+	+		+	+	+	+	+		+			
ZPR-3-48	+	+	+	+	+		+	+	+					
ZEBRA-3						+	+	+	+			+		
VERA-1B							+		+					
ZPPR-2	+	+	+	+	+		+	+	+				+	+
ZPR-6-7	+	+	+	+			+	+	+					
ZPR-3-56	+	+	+					+	+					
ZPR-6-6A								+	+					
SNEAK-7	+							+						
ZPR-9-31							+		+					
ZPR-3-49	+	+	+						+					
ZPR-3-53	+	+	+						+					
ZPR-3-50	+	+	+						+					
KBR-7	+	+	+											
KBR-9	+	+	+											
KBR-10	+	+	+											
KBR-11	+	+	+											
KBR-12	+	+	+											
KBR-13	+	+	+											
KBR-15	+	+	+											

Таблица 2.8 – LEMEX данные по коэффициентам реактивности (ЦКР) для легких элементов

Сборка	H	B-10	C	Au	Be	O	Co	Li-6	Li-7	B-11
Godiva	+	+	+	+	+		+			
Jezebel	+	+								
Big-Ten	+	+	+	+	+	+		+	+	+
ZPR-3-6F	+	+	+		+					
ZPR-3-11		+	+			+				
ZPR-3-12			+							
ZEBRA-2	+	+	+	+				+		
ZEBRA-3	+	+	+	+						
VERA-1B	+	+	+	+						
SNEAK-7		+								
ZPR-3-48			+							
ZPPR-2		+	+							
ZPR-6-7		+	+							
ZPR-3-56		+	+							
ZPR-6-6A		+	+							
ZPR-9-31		+	+					+		
ZPR-3-49		+								
ZPR-3-53		+								
ZPR-3-50		+								
BFS-33-2	+	+	+							
BFS-35-2	+	+	+							
BFS-38-2	+	+	+							
BFS-39	+	+	+					+		
BFS-41	+	+	+	+						
BFS-42	+	+	+							
BFS-44	+	+	+					+		
BFS-45	+	+	+					+		
BFS-49-1		+	+	+						
BFS-49-2		+	+	+						
BFS-51-1		+	+							
BFS-55-1		+	+							
BFS-54-4		+	+							
BFS-56-1		+	+							
BFS-49-4		+	+							
BFS-58-1		+	+							
BFS-58-II		+	+					+		

2.7 Программный комплекс CORE

Статистический программный комплекс **CORE** предназначен для анализа и оценки расчетной погрешности, связанной с неточностью используемых в расчетах ядерно-физических констант, а также для корректировки этих констант на основе результатов оцененных ("benchmark") экспериментов. Структура комплекса CORE, его основные элементы и входящие в состав программы показаны на рисунке 2.4.

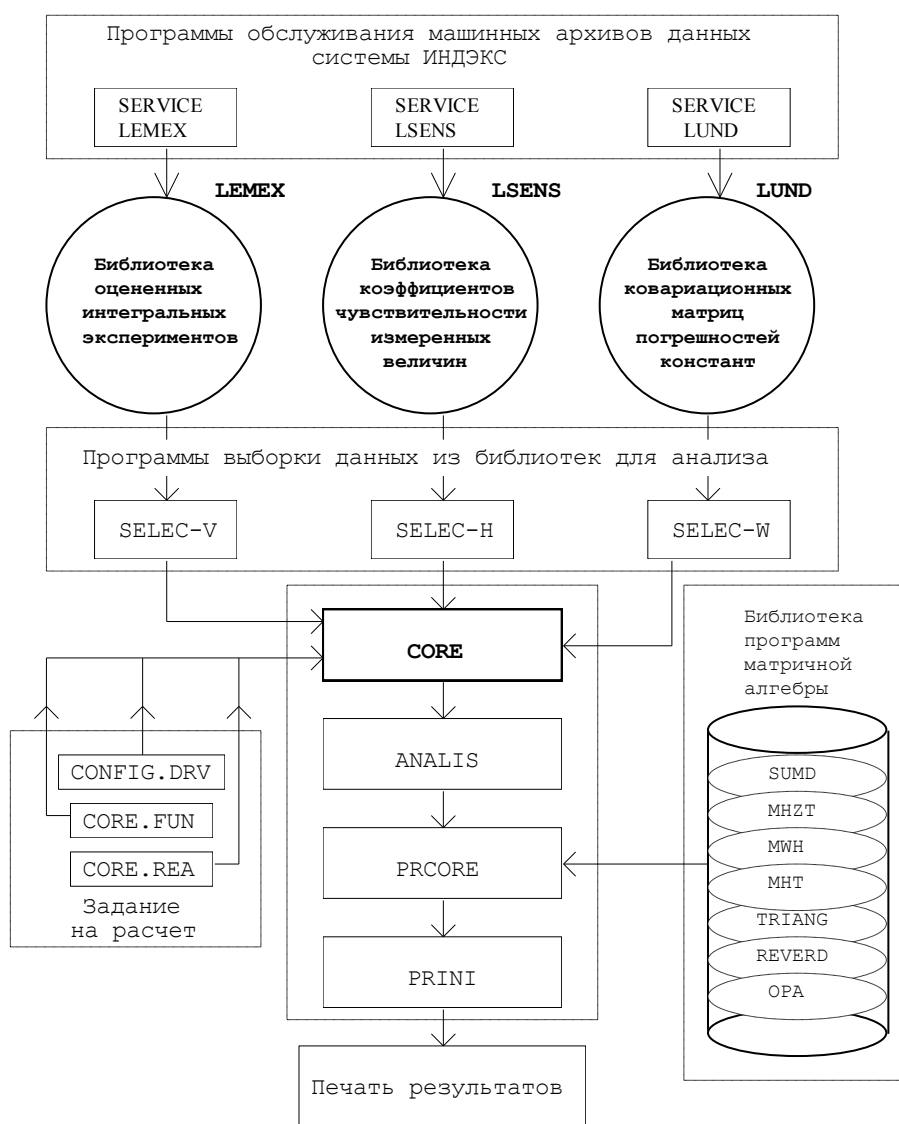


Рисунок 2.4 - Структура программного комплекса статистического анализа CORE, его основные элементы и программы.

В комплексе CORE реализованы описанные выше алгоритмы корректировки, анализа непротиворечивости данных и оценки точности с

использованием программ и методов матричной алгебры. Для выполнения операций матричной алгебры программы комплекса CORE используют специальную библиотеку процедур, осуществляющих сложение прямоугольных матриц (SUMD); умножение прямоугольных матриц (MHZT, MWH); транспонирование матрицы (OPA); умножение прямоугольной матрицы на транспонированную (MHZ); преобразование квадратной симметрической матрицы в нижнюю треугольную матрицу (TRLANG); обращение квадратной симметрической матрицы (REVERD) и др.

Для оценки погрешностей расчетов в рамках системы ИНДЭКС с использованием программы CORE, так же как и для проведения корректировки констант с привлечением либо без привлечения данных, полученных в интегральных экспериментах, необходимо задать: а) библиотеку LEMEX с результатами интегральных экспериментов и расчетов, б) библиотеку LSENS с коэффициентами чувствительности измеренных величин и тех величин, расчетные погрешности которых оцениваются, в) библиотеку LUND с матрицами погрешностей групповых констант. Для программы CORE расчетное задание состоит из трех файлов: CONFIG.DRV, CORE.FUN, CORE.REA.

В управляющем файле **CONFIG.DRV** должны быть описаны пути к файлам⁷ библиотек LEMEX, LSENS и LUND, например, в следующем виде:

LEMEX:\indec\assembly\bfs\ LEMEX	- пути к файлам библиотеки
LEMEX:\indec\assembly\zpr\ LSENS:\indec\assembly\bfs\ LSENS:\indec\assembly\zpr\ LUND:\indec\lund28\endf-b5\ LUND:\indec\lund28\jeff-22\ LUND:\indec\lund28\abbn-93\ LUND:\indec\lund28\jeff-22\ LUND:\indec\lund28\abbn-93\ LUND:\indec\lund28\jeff-22\ LUND:\indec\lund28\abbn-93\ LUND:\indec\lund28\jeff-22\ LUND:\indec\lund28\abbn-93	- пути к файлам библиотеки LSENS - пути к файлам библиотеки LUND

⁷ Имеется в виду, что отдельные файлы, принадлежащие той или иной библиотеке, могут быть сгруппированы по каким-то признакам и записаны в разные директории

В файле **CORE.FUN** описываются режимы расчета и информация об измеренных функционалах и функционалах, для которых оценивается константная погрешность, например,

```

1      ! IPR1=1 - nul-informativity analysis
0      ! IPR2=1 - full-informativity analysis
0      ! IPR3 : spectra ( 0-BN, 1-FERMI, 2-THERMAL, 3-FISSION )
3      ! IPR4 : print of sensitivity and uncertainty tables
0      ! IPR5 : WC-matrix preparation (1/2/5)
0      ! IPR6=1 - removing k-eff from adjustment
3      ! IPR7 : print covariance matrices (1/2/3)
1      ! IPR8 : type of LEMEX data (1- *.LEM or 2- LEMEX.FRB)
0      ! IPR9 :
0      ! IPR10: amount of first groups collapsed in one
0      ! IPR11=1 - calculation of deviations
0      ! IPR12:
0      ! IPR13:
28     ! IPR14: number of groups in LUND
28     ! IPR15: number of groups in LSENS
0      ! IPR16:
0      ! IPR17: combine to one after adjustment
0      ! IPR18:
0      ! IPR19:
0      ! IPR20=-1 - debug control parameter
BNAB-93
  0  3  1
BFS-39   frb      3
K-EFF
C238/F235
F238/F235
BFS-44   frb      4
K-EFF
C238/F235
F238/F235
F239/F235
BFS-45   frb      4
K-EFF
C238/F235
F238/F235
F239/F235
BN-600   tmp      2
K-EFF
BG
  2  0  0
matr1    cor
matr2    cor

```

В этом примере две корреляционные матрицы экспериментов (`matr1` и `matr2`) вводятся, наряду с результатами расчетов и экспериментов, из библиотеки LEMEX.

В файле **CORE.REA** указывается, какие константы и материалы и погрешности корректируются и будут приняты во внимание при оценке константной составляющей погрешностей расчетов, например:

```

3
92u235      frp      4
(N,F)      18
1 1 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
(N,CAP)    101
1 1 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
(N,N')     4
1 1 1 1 1 2 3 3 4 4 4 4
NU         452
1 1 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10
92u238      frp      4
(N,F)      18
1 1 1 2 3 4 5 5
(N,CAP)    101
1 1 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
(N,N')     4
1 1 1 1 1 2 3 3 4 4 4 4
NU         452
1 1 1 2 3 4 5 5
26fe        frp      2
(N,CAP)    101
1 1 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20
(N,N')     4
1 1 1 1 1 2 3 3 4 4 4 4

```

ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 2

В ГНЦ РФ-ФЭИ на протяжении нескольких десятилетий развивались методики корректировки ядерных данных на основе статистического анализа расхождений между данными экспериментов, выполненных на критических сборках и энергетических реакторах, и результатами расчета измеренных характеристик.

В процессе этой работы были развиты международно-признанные методы расчета чувствительностей расчетных результатов к значениям ядерных констант, используемым при расчетах, созданы оригинальные программы, реализующие эти методы, разработана вычислительная система программ и архивов данных ИНДЭКС, позволяющая для любого набора экспериментов проводить научно обоснованный анализ расчетно-экспериментальных расхождений с использованием математико-статистических методов и на основе этого проводить оценку точности расчетов важных нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов.

Для хранения результатов экспериментов и расчетов созданы базы данных LEMEX и LSENS. Для хранения ковариационных матриц погрешностей используемых в расчетах групповых констант создана база данных LUND.

Методика корректировки констант применялась для оценки погрешностей расчетного предсказания важнейших характеристик быстрых реакторов. Результат этой работы проявился в согласии эксплуатационных характеристик реакторов БН-350, БОР-60, БН-600, БН-800 с проектными значениями в пределах указанных в проектной документации погрешностей.

Таким образом, созданное программно-методическое обеспечение на базе вычислительной системы ИНДЭКС может служить проверенной базой для оценки точности расчетного предсказания характеристик объектов ЯЭУ новых поколений на основе анализа накопленного за многие десятилетия опыта расчетно-экспериментальных исследований.

ГЛАВА 3. РЕЗУЛЬТАТЫ АПРОБАЦИИ СИСТЕМЫ КОДОВ CONSYST/БНАБ И СИСТЕМЫ ИНДЭКС В ПРАКТИЧЕСКИХ РАСЧЕТАХ

Используемые в расчётах методы и программы базируются на многочисленных приближениях. Неточности содержатся и в используемых в расчётах ядерно-физических константах. Это приводит к необходимости тщательной верификации и валидации используемых в расчетах вычислительных средств.

Под **верификацией** (означает буквально – проверка) будем понимать проверку правильности реализованных в программе алгоритмах и выявление систематических погрешностей, связанных с их приближенностью.

Под **валидацией** (означает буквально – подтверждение) будем понимать подтверждение результатов расчётов путём сравнения с экспериментальными данными.

Если будут выявлены систематические расхождения между экспериментальными данными и результатами прецизионных расчётов, не содержащих методических погрешностей (как, например, выполненных методом Монте-Карло), то может быть поставлен вопрос о корректировке использовавшихся в этих расчётах ядерных данных, но так, чтобы после корректировки и введения в них поправок, они не противоречили бы результатам их непосредственных измерений.

В данной главе будут представлены результаты верификации и валидации системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ. Для выявления и оценки систематических погрешностей, обусловленных применением многогруппового приближения, необходимо было сравнить результаты многогрупповых расчётов (с использованием системы CONSYST/БНАБ) с результатами прецизионных расчётов. Для оценки погрешностей, обусловленных неопределенностями в нейтронных константах, необходимо было провести сравнение с расчетами по другим

программам, а также провести сравнение с имеющимися экспериментальными данными.

3.1 Методические особенности задачи тестирования нейтронных констант в расчетах бэнчмарк экспериментов

Общая схема верификации и валидации используемых в расчетах быстрых реакторов библиотек нейтронных констант и расчетных программ представлена на рисунке 3.1.

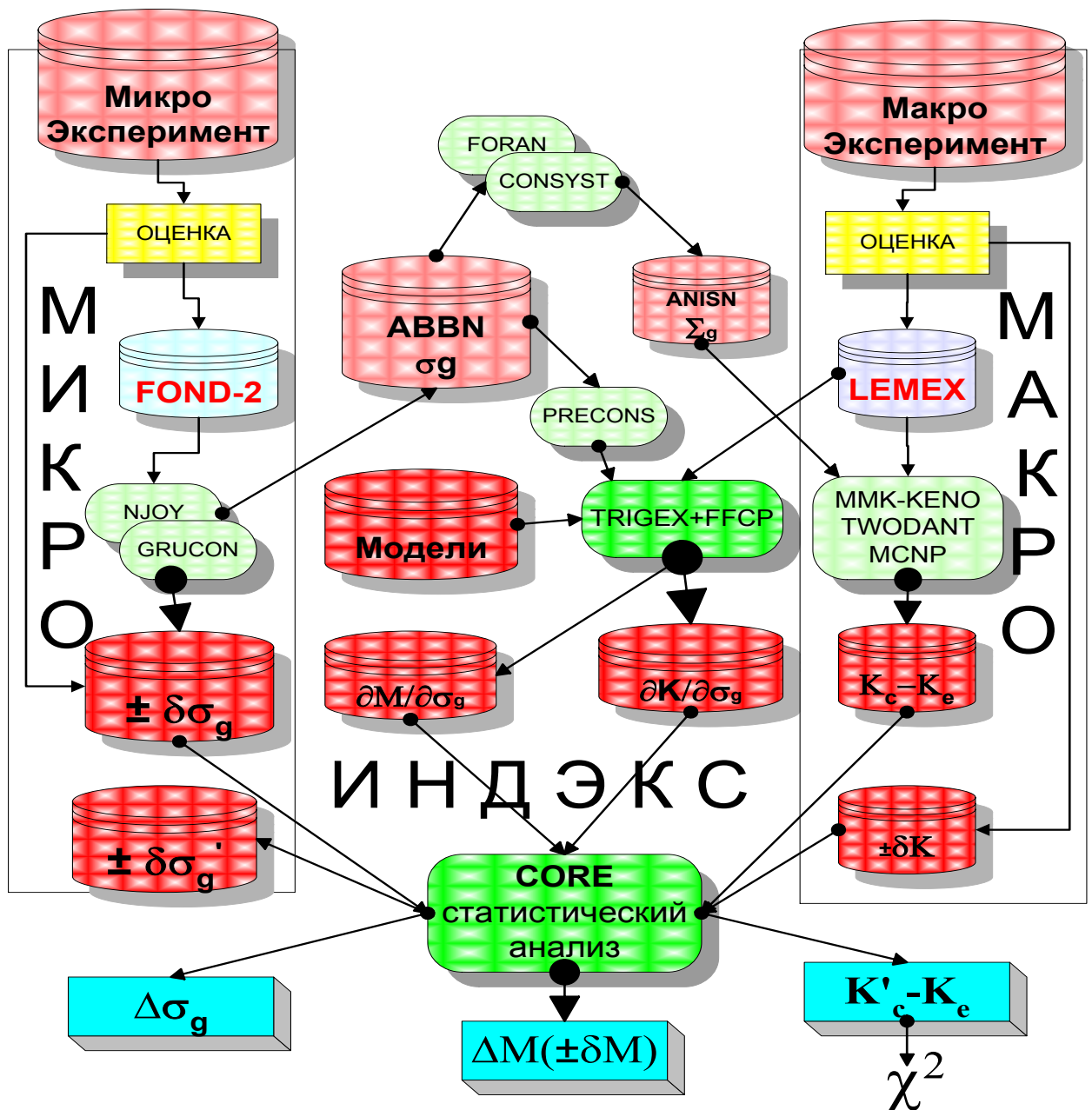
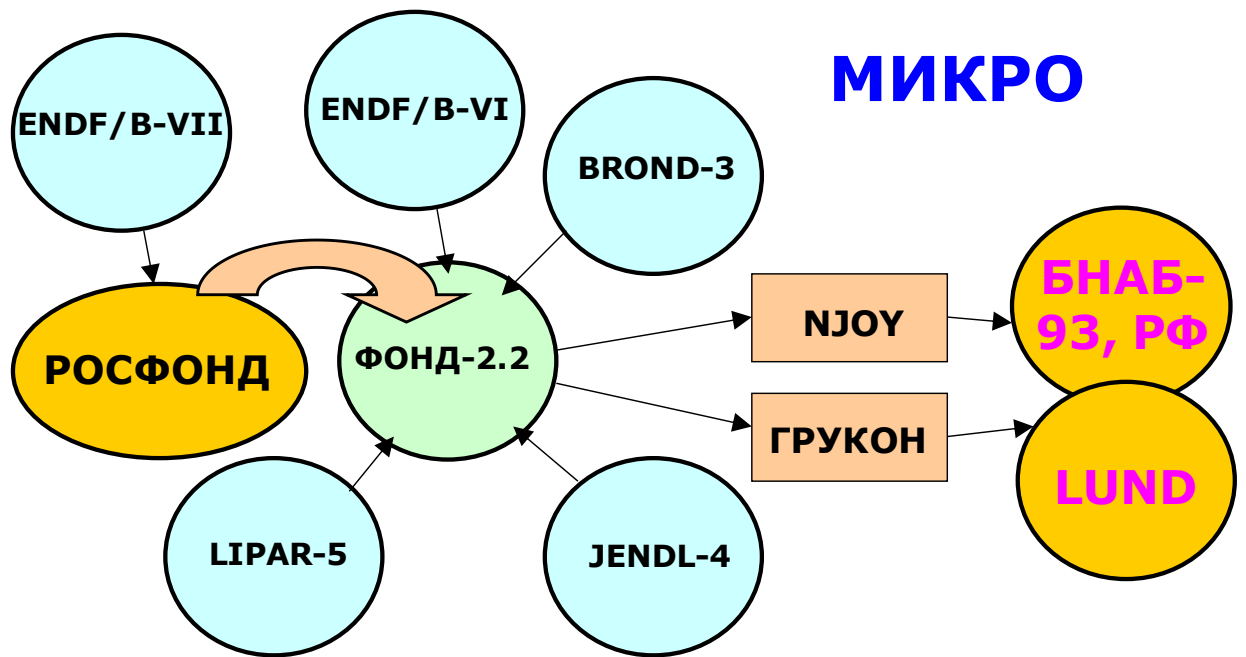


Рисунок 3.1 – Схема верификации и валидации используемых библиотек констант и расчетных программ

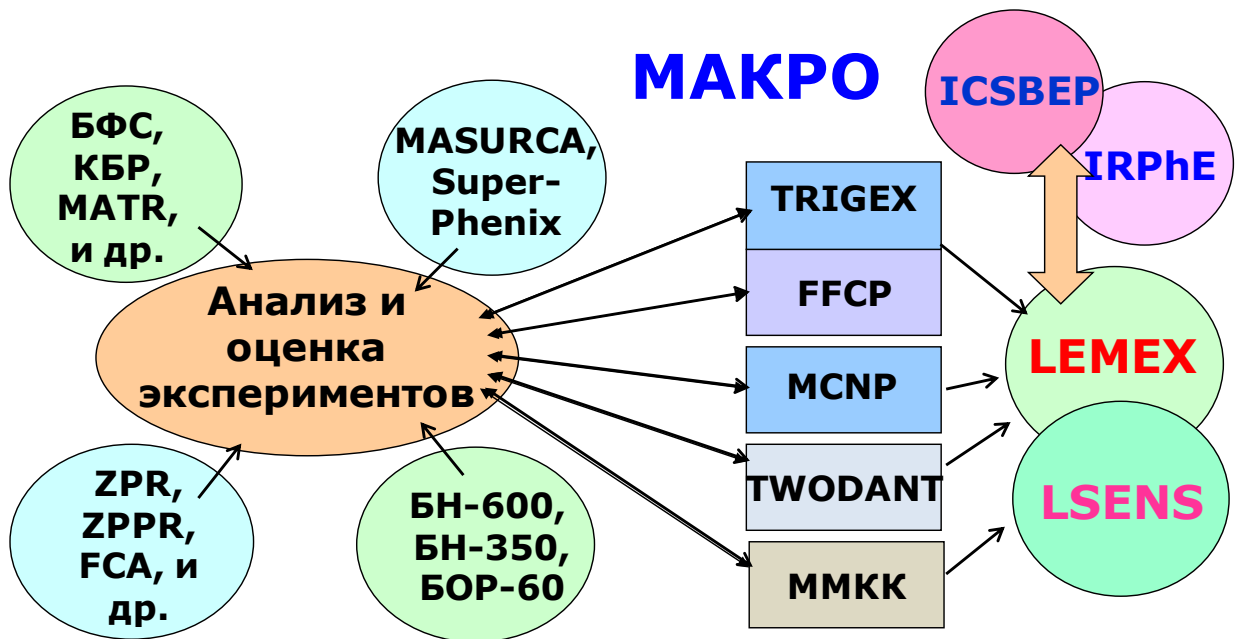
Можно выделить три основные стадии расчетно-аналитических работ: (1) стадия «Микро», (2) стадия «Макро» и (3) стадия статистического анализа наблюдаемых расчетно-экспериментальных расхождений с использованием программного комплекса CORE системы ИНДЭКС.

Расчетные работы на стадии «Микро» включают в себя работы по анализу и оценке (см. рисунок 3.2а) имеющихся многочисленных дифференциальных измерений энергетических зависимостей сечений, которые для каждого типа сечения (полное, радиационный захват, деление и т.д.) выполнены различными авторами в разные годы с использованием различных методик. Их цель выработка наилучшего (в известном смысле) описания энергетического поведения каждого из парциальных сечений (оценка), сравнение с имеющимися данными в различных файлах (ENDF/B, JEFF и др.) и включение полученных результатов оценки в файлы оцененных данных РОСФОНД. На этой стадии, наряду с оцененными сечениями, будут составлены ковариационные матрицы погрешностей этих сечений и результаты включены в библиотеку LUND и соответствующую секцию файлов оцененных данных. Расчеты на этой стадии осуществляются с использованием соответствующих программ теории ядра, расчетов по оптическим моделям с феноменологическим описанием процессов.

Расчетные работы на стадии «Макро» включают в себя работы по анализу и оценке (см. рисунок 3.2б) имеющихся многочисленных интегральных и макроскопических экспериментов, выполненных на стандартных спектрах, критических сборках, физических стендах (БФС) и реакторных установках. На этой стадии выполняются оценки и разрабатываются бэнчмарк модели экспериментов. Результаты включаются в базы данных оцененных экспериментов (ICSBEP, IRPhEP, SINBAD) и на их основе в библиотеку LEMEX. Расчеты по оценке экспериментов на этой стадии осуществляются с использованием тех же программ расчета реакторов TRIGEX, ММКК, ММКС, МСНР.



а)



б)

Рисунок 3.2 – Схемы работ по оценке дифференциальных измерений сечений (стадия «Микро») и оценке интегральных и макроскопических экспериментов (стадия «Макро»)

Как уже было отмечено, оценка погрешностей расчетных предсказаний является одним из основных результатов расчетно-аналитических работ по верификации и валидации расчетных программных комплексов и библиотек ядерно-физических констант. При этом важнейшую роль играют

интегральные эксперименты, проводимые на реакторах и физических стендах, специально спланированные для целей тестирования и повышения точности методов, констант и программ расчета быстрых реакторов.

Рассмотрим некоторые результаты расчетного анализа реакторно-физических экспериментов в обоснование погрешностей расчетов НФХ быстрых реакторов и методических погрешностей, связанных с применением многогруппового подхода.

Очевидно, погрешности расчетов с использованием системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ будут складываться из следующих составляющих: (1) константной составляющей погрешности, обусловленной неопределенностями в исходных дифференциальных энергетических зависимостях микро констант (сечений и др.) из библиотеки файлов оцененных нейтронных данных, на основе которых получены константы БНАБ-93 (из ФОНД-2) или БНАБ-РФ (из РОСФОНД), и (2) методической составляющей погрешности, связанной с использованием реализованного в программах комплекса CONSYST многогруппового приближения для решения уравнения переноса нейтронов и фотонов.

Константная составляющая погрешности оценивается с использованием методик системы программ и архивов ИНДЭКС.

Наиболее последовательно методическая составляющая погрешности, обусловленная использованием многогруппового приближения, может быть оценена путем сравнения расчетов моделей реакторных систем прецизионными методами (методом Монте-Карло), как с использованием библиотек многогрупповых констант БНАБ-РФ, так и с использованием файлов нейтронных данных РОСФОНД, на основе которых получены константы БНАБ-РФ.

Как известно, в имеющихся программах расчетов на основе метода Монте-Карло отсутствуют методические погрешности, связанные с решением уравнения переноса или с геометрическим описанием сложной рассчитываемой реакторной системы. Остается только статистическая

погрешность вычислений, которая может быть сведена практически к нулю за счет увеличения числа испытаний, и погрешность за счет используемых ядерно-физических данных, заложенных в файлах РОСФОНД.

3.2 Результаты тестирования системы CONSYST/БНАБ в расчетах критических бэнчмарк-экспериментов

Среди множества экспериментов, выполненных в мире на энергетических ядерных реакторах и критических стендах «нулевой» мощности только критические эксперименты удалось достаточно полно описать, тщательно проэкспертировать эти описания и обеспечить к ним свободный доступ. Это было осуществлено в рамках Международного Проекта по оценке экспериментов в обеспечение критической безопасности (International Criticality safety Benchmark Experiment Project), организованного OECD/NEA.

В справочнике по критической безопасности ICSBER Handbook [68] содержатся описания более 4500 критических экспериментов, использующих различные виды ядерного топлива, характеризующиеся разными спектрами, геометрическими формами и составами. В рамках Проекта МНТЦ №815 в течение ряда лет велась работа по отбору из всего множества представленных в ICSBER Handbook экспериментов, тех, которые могут быть использованы для надежной оценки составляющей погрешности расчетного предсказания критичности, обусловленной неточным знанием нейтронных данных.

Так как экспериментально наиболее точно определяется параметр $K_{эфф}$ – эффективный коэффициент размножения, поэтому для валидации разработанных систем программ и ядерных констант были выбраны бенчмарк-эксперименты из справочника ICSBER Handbook:

- а) эксперименты, характеризующие топливные материалы (уран и плутоний);

- b) эксперименты, характеризующие конструкционные материалы (в основном, компоненты сталей);
- c) эксперименты, характеризующие материалы теплоносителя (в основном, натрий и свинец).
- d) эксперименты, характеризующие ядерную безопасность (в основном, растворы урана и плутония в воде).

В таблице 3.1 приведен список использовавшихся экспериментов для валидации константного обеспечения CONSYST/БНАБ с константами БНАБ-93 и БНАБ-РФ.

Таблица 3.1 – Используемые эксперименты для валидации константного обеспечения CONSYST/БНАБ

№	Рассчитываемые системы	Используемые эксперименты
Эксперименты для валидации топливных материалов		
1	Эксперименты со смешанным уран-плутониевым топливом	конфигурации БФС (97, 99, 101, 61) с различным отражателем; сборки ZPPR с разным отражателем
Эксперименты для валидации конструкционных материалов		
2	Эксперименты с плутониевым топливом	конфигурации с металлическим плутонием (Pu240 от 0% до 5.9%) с разным отражателем
3	Эксперименты с урановым топливом	конфигурации с обогащением урана-235 от 36% до 96% с разным отражателем; конфигурации с высокообогащенным ураном на ректоре нулевой мощности с разным отражателем
Эксперименты для валидации материалов теплоносителя		
4	Эксперименты с высокообогащенным ураном и смешанным уран-плутониевым топливом	эксперименты с высокообогащенным ураном в простой геометрии со свинцовым отражателем; эксперименты на сборке ZPR-3/56 и на стенде БФС со свинцовым, стальным отражателем и отражателем из UO ₂

Таблица 3.1 (продолжение)

№	Рассчитываемые системы	Использованные эксперименты
Экспериментальные и тестовые модели для валидации констант для расчетов ядерной безопасности		
5	Тестовые модели ядерной безопасности	«Бесконечные среды», состоящие из делящегося вещества (урана-235 или плутония-239) в воде
6	Растворные системы с различной концентрацией плутония (до 500 г/л)	критические эксперименты - сфера, цилиндр, прямоугольный параллелепипед с разным отражателем
7	Металлические системы с плутонием	критические эксперименты с металлическими активными зонами в форме сферы
8	Растворные системы с различной концентрацией высокообогащенного урана	критические эксперименты с односвязными зонами (сфера или цилиндр) с разным отражателем
9	Металлические системы с высокообогащенным ураном	критические эксперименты с металлическими активными зонами (сфера или цилиндр)

Расчеты отобранных критических конфигураций бенчмарк-экспериментов выполнены с использованием программ метода Монте-Карло. Использовались: групповая программа ММКК [52] с константами БНАБ-93 и БНАБ-РФ и её более совершенный аналог ММКС [81] с детальными энергетическими зависимостями сечений из библиотеки РОСФОНД в виде тех же «сжатых» файлов ACE, которые используются широко известной программой MCNP.

Для использования в программах ММКС и MCNP файлы оцененных нейтронных данных РОСФОНД для всех материалов были преобразованы в формат ACE с помощью программы NJOY.

Сравнение расчетов по ММКК с расчетами по ММКС, выполненных на единой константной базе с использованием файлов РОСФОНД, дает возможность определить погрешность группового приближения, если таковая имеется.

3.2.1 Верификация и валидация констант топливных материалов

На рисунках 3.3 – 3.5 показаны результаты верификации и валидации для топливных материалов системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ.

На рисунках даны сравнения результатов расчетов критичности систем по зарубежным библиотекам и файлам РОСФОНД.

Как видно, отклонения расчетных результатов по РОСФОНД (обозначены RF10) в критичности бенчмарк-моделей со смешанным топливом на сборках ZPPR, ZPR, BFS от экспериментальных бенчмарк-величин находятся, как правило, в пределах $\sim \pm 0.5\%$.

Расчеты по БНАБ-РФ и РОСФОНД согласуются в пределах $\pm 0.2\%$.

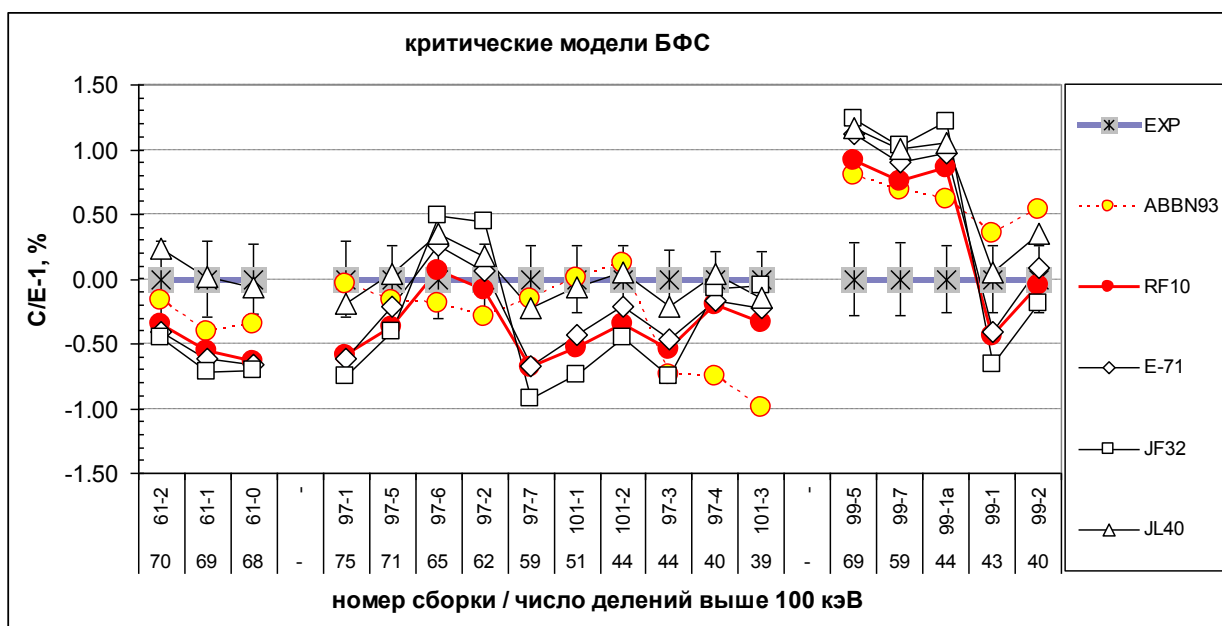


Рисунок 3.3 – Сравнения результатов расчетов критичности экспериментов на критическом стенде БФС

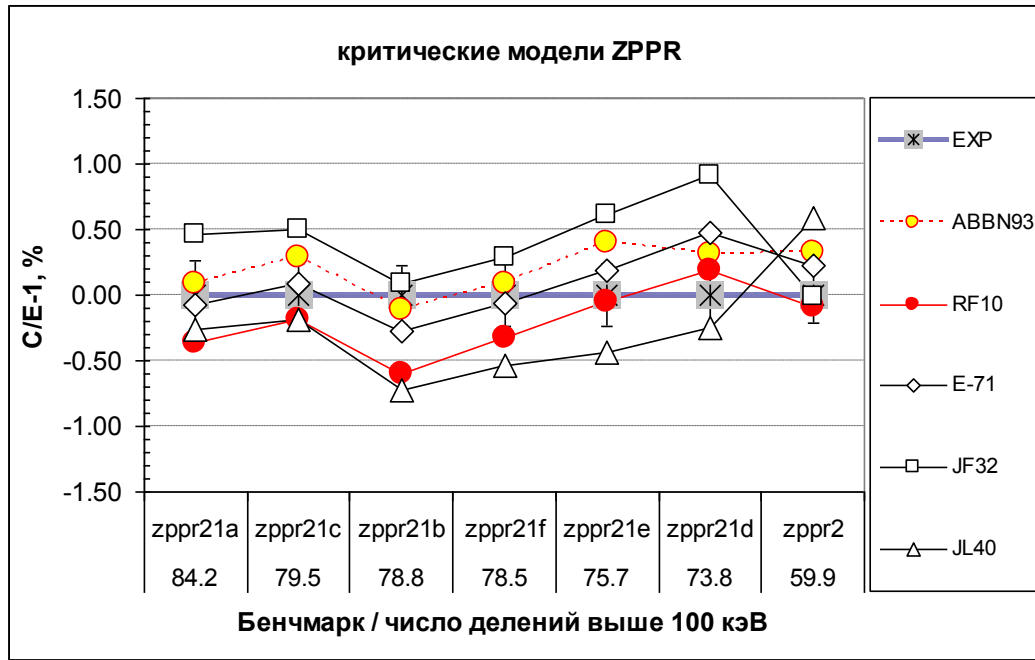


Рисунок 3.4 – Сравнение результатов расчетов критичности экспериментов на критическом стенде ZPPR

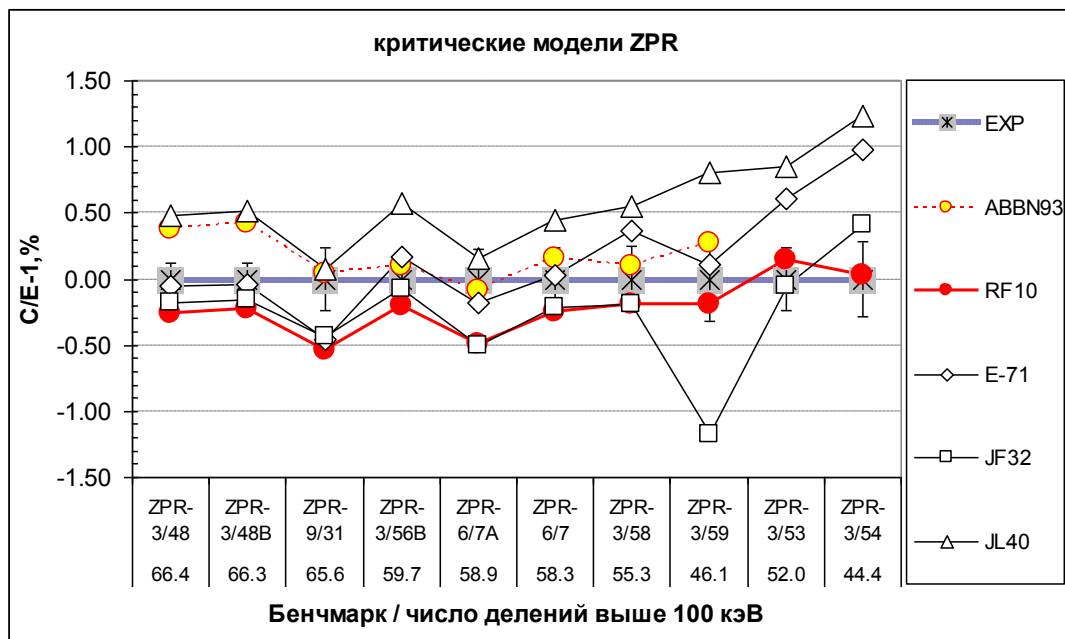


Рисунок 3.5 – Сравнение результатов расчетов критичности экспериментов на критическом стенде ZPR

3.2.2 Верификация и валидация констант конструкционных материалов

На рисунках 3.6 – 3.8 показаны результаты верификации и валидации для конструкционных материалов системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ и проведено сравнение результатов расчетов по зарубежным файлам и РОСФОНД. Расчеты по БНАБ-РФ и РОСФОНД согласуются в пределах $\pm 0.2\%$.

Результаты проведенного тестирования констант конструкционных материалов в сравнении с экспериментом показали, что константы БНАБ-РФ недооценивают критичность плутониевых моделей с железным отражателем примерно на $\sim 0.5-1.0\%$. Разброс значений, полученных по разным библиотекам, составляет так же примерно $\sim 1.0\%$. Здесь на будущее требуется работа по уточнению нейтронных констант.

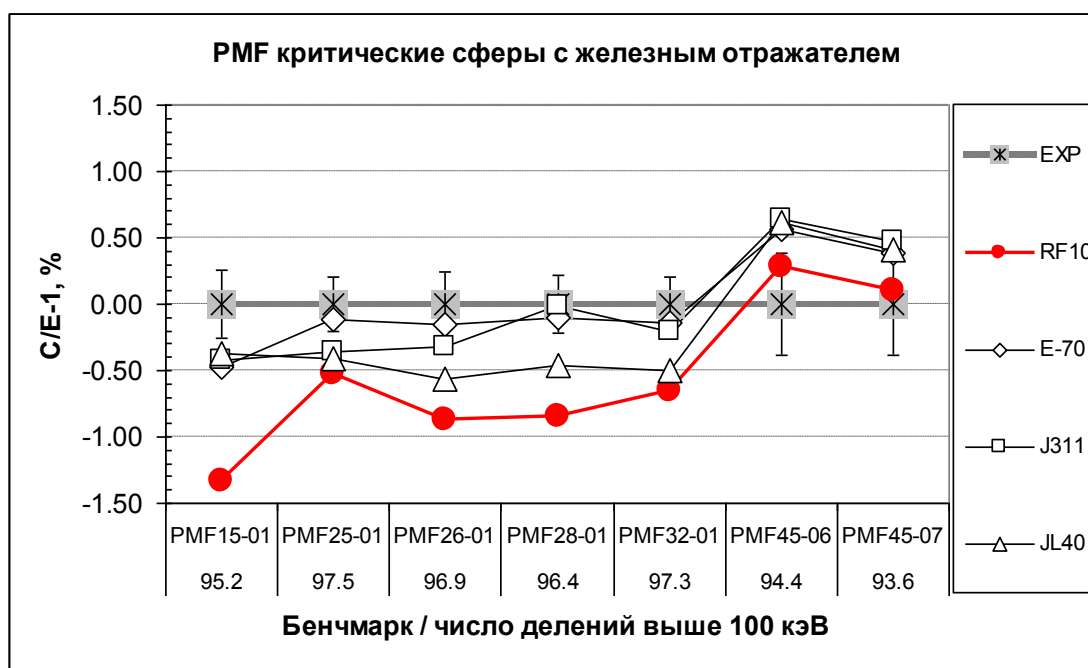


Рисунок 3.6 – Сравнение результатов расчетов критичности экспериментов с плутонием, отобранных для валидации конструкционных материалов

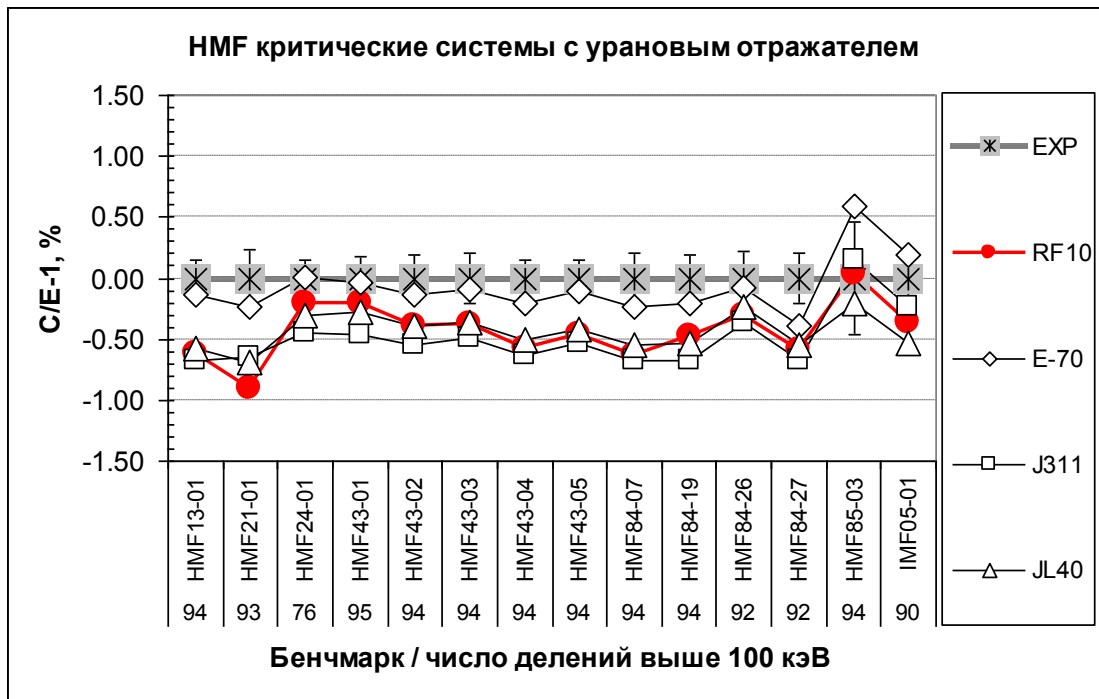


Рисунок 3.7 – Сравнения результатов расчетов критичности экспериментов с ураном, отобранных для валидации конструкционных материалов

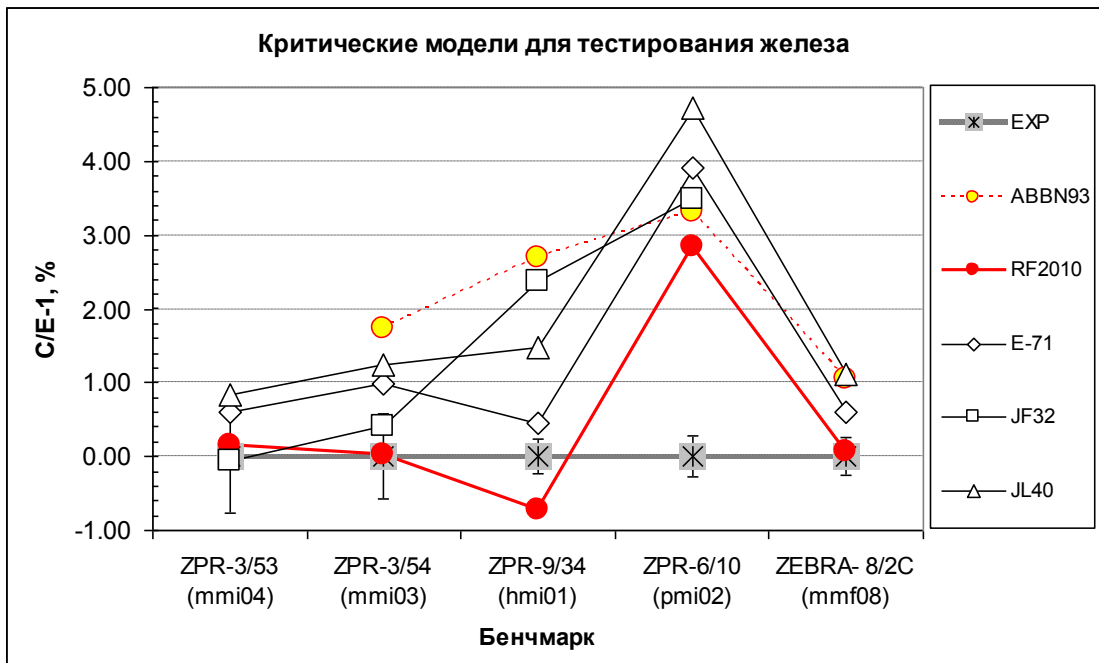


Рисунок 3.8 – Сравнение результатов расчетов критичности экспериментов на стенде ZPR, отобранных для валидации сечений железа

3.2.3 Верификация и валидация констант материалов теплоносителя

Валидация констант материалов теплоносителя была выполнена в расчетах 11 бенчмарк-моделей экспериментов из справочника ICSBER.

На рисунках 3.9 и 3.10 дано сравнение результатов расчетов критичности систем с натрием и свинцом по файлам РОСФОНД (RF10) и зарубежным библиотекам нейтронных данных. Расчеты по БНАБ-РФ и РОСФОНД согласуются в пределах $\pm 0.2\%$. Из этого следует, что критичности моделей с большим содержанием свинца константы БНАБ-РФ, как и файлы РОСФОНД, переоценивают на $\sim +0.5\%$.

Максимальный разброс расчетных значений критичности сборки ZPR-3/56, содержащей большое количество натрия, полученных с использованием разных наборов констант, по разным библиотекам составляет примерно $\sim \pm 0.8\%$. Расчет по константам БНАБ-РФ (RF10) согласуется с экспериментом в пределах $\pm 0.2\%$.

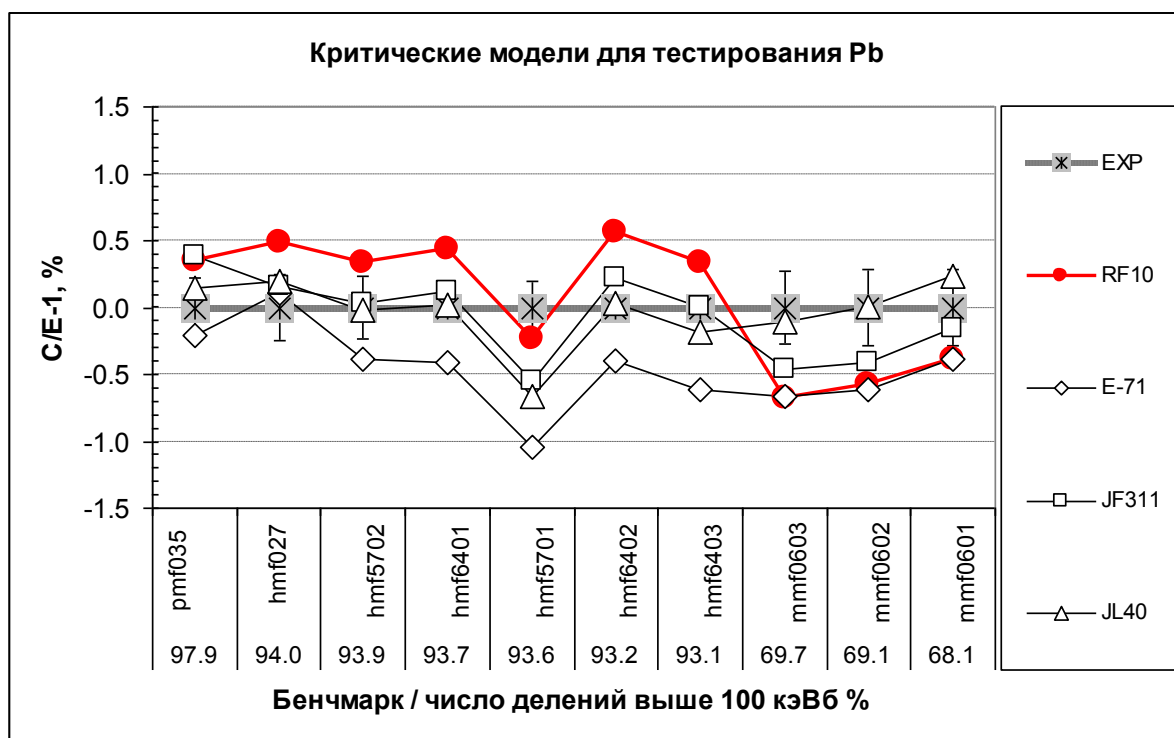
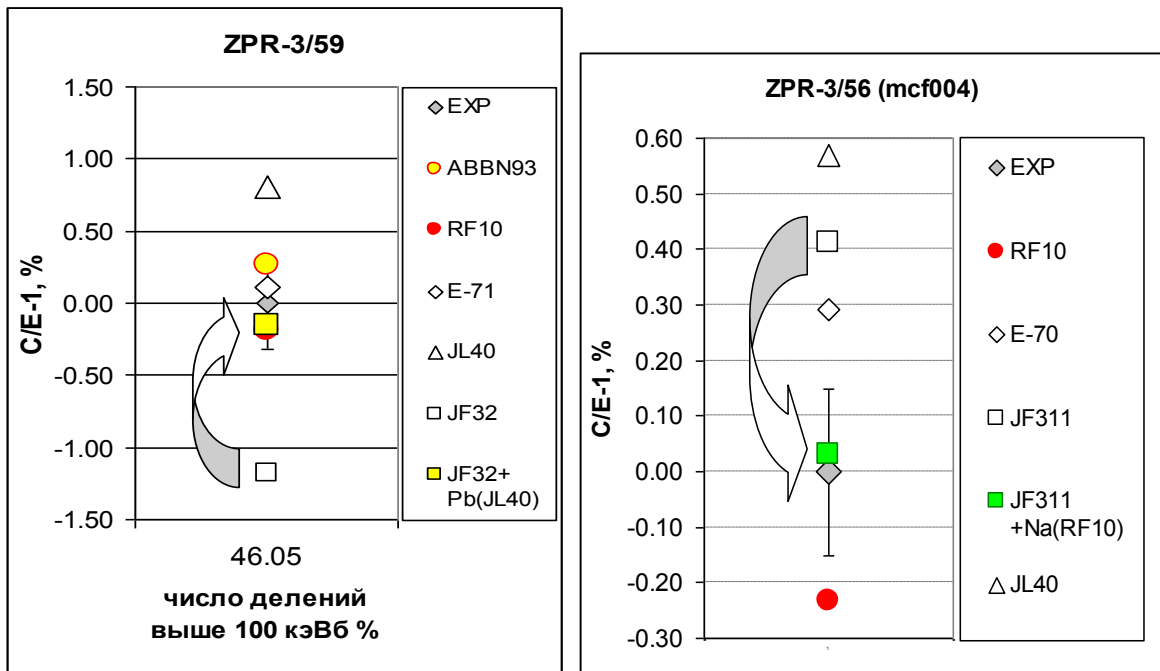


Рисунок 3.9 – Сравнение результатов расчетов критичности экспериментов, выбранных для валидации сечений свинца



а) свинец

б) натрий

Рисунок 3.10 – Сравнения результатов расчетов критичности сборок ZPR-3/56 и 3/59 для валидации сечений свинца и натрия

3.2.4 Верификация и валидация расчетов ядерной безопасности

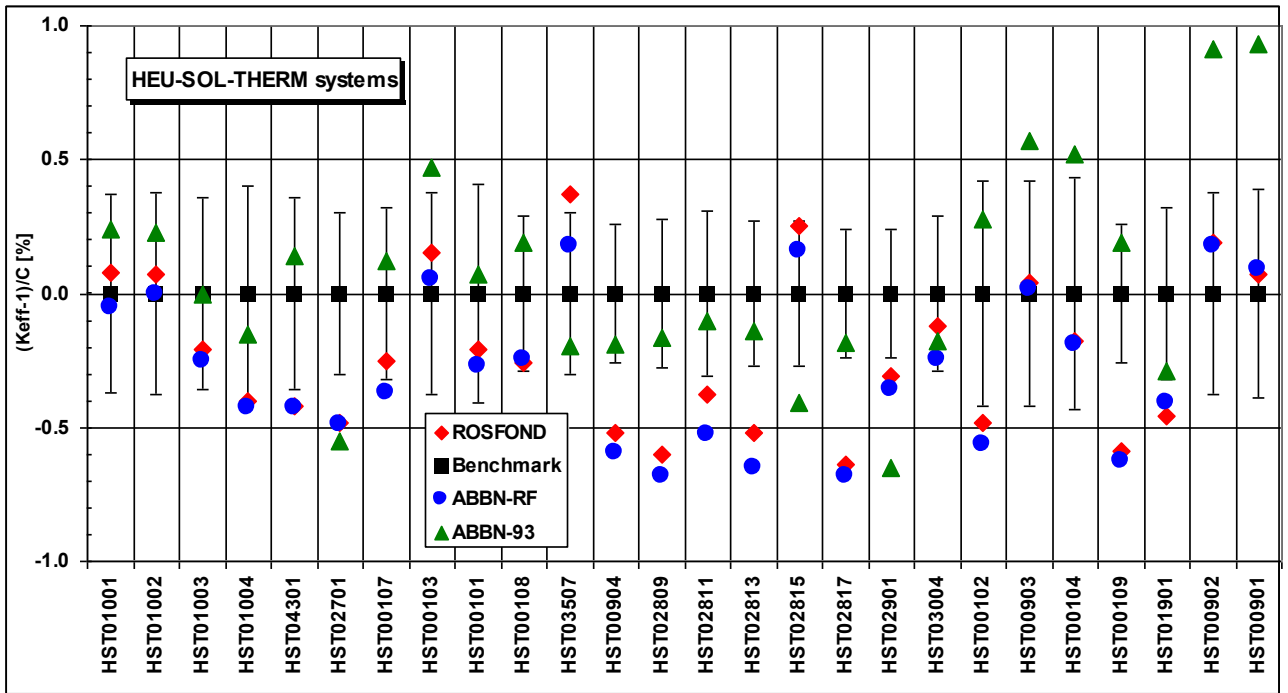
В таблице 3.2 приведены сводные результаты величин расхождений расчетных и экспериментальных значений $K_{эфф}$ (величины средних смещений и среднеквадратичных отклонений) для отобранных гомогенных и гетерогенных систем с ураном, плутонием и MOX топливом, полученные с использованием системы CONSYST и библиотек групповых констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ.

На рисунке 3.11 приводятся результаты расчетов критичности систем с топливом из высокообогащенного урана по БНАБ-РФ (RF2010) и зарубежным библиотекам оцененных нейтронных данных. На рисунке 3.12 приводятся аналогичные результаты для систем с плутонием. Все расчеты выполнены по программе MCNP со статистической погрешностью, не хуже 0.03%. Расхождение между расчетами по БНАБ-РФ и РОСФОНД составляет менее 0.2%.

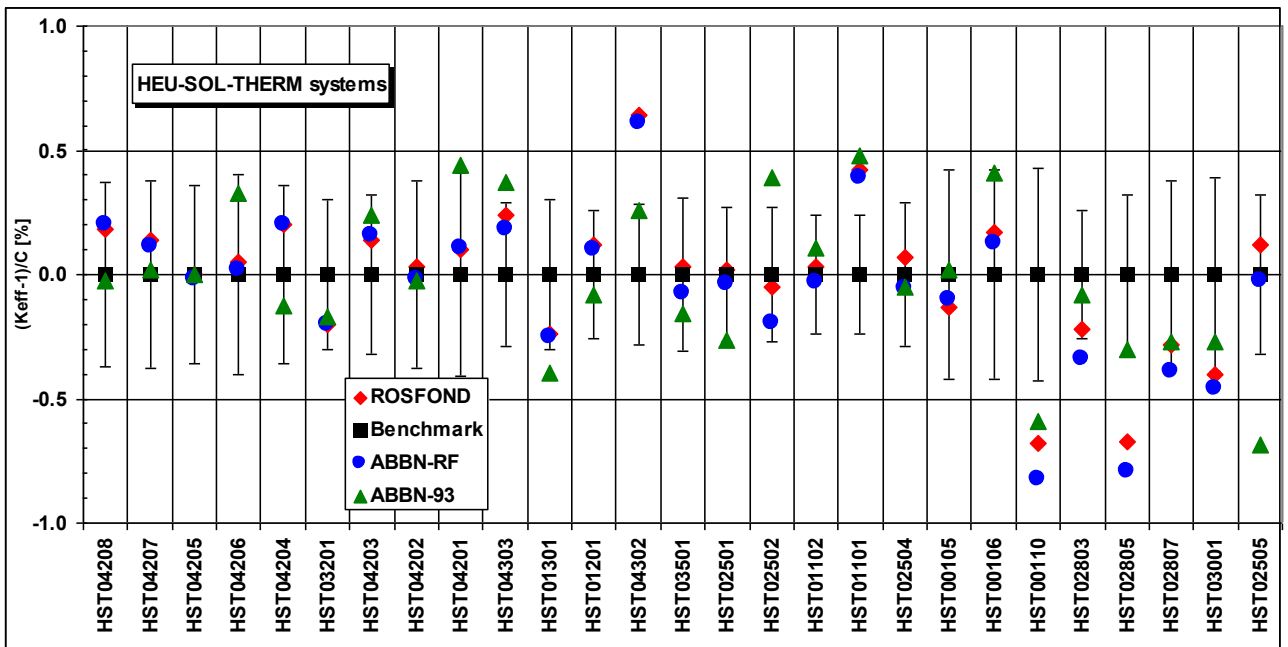
ВЫВОДЫ. Для сборок с плутонием наблюдается хорошее согласие результатов, демонстрирующее, что 299-ти групповое приближение по точности расчета не уступает расчетам с детальным слежением за энергией нейтронов. Приведенные результаты подтверждают ранее выполненную оценку погрешности расчетов ядерной безопасности $\pm 0.6\%$ за счет статистической и методической, в том числе, константной погрешностей (для 67% доверительного интервала 1σ).

Таблица 3.2 – Сводные результаты расчетного анализа экспериментов с использованием системы CONSYST/БНАБ

Вариант расчета	Число рассмотренных экспериментов	Средне-квадратичное отклонение, %	Среднее смещение, %
Эксперименты для валидации топливных материалов			
MCNP (БНАБ-РФ)	53	0.58	-0.12
ММКК (БНАБ-93)	51	0.68	0.11
MCNP (ENDF/B-VII)	53	0.71	0.09
MCNP (JEF-3)	53	0.74	0.05
MCNP (JENDL-4.0)	53	0.79	0.18
Эксперименты для валидации конструкционных материалов			
MCNP (БНАБ-РФ)	29	0.43	-0.36
MCNP (ENDF/B-VII)	29	0.39	0.08
MCNP (JEF-3)	29	0.58	-0.17
Эксперименты для валидации материалов теплоносителя			
MCNP (БНАБ-РФ)	11	0.55	0.04
MCNP (ENDF/B-VII)	11	0.50	-0.41
MCNP (JEF-3)	11	0.29	-0.02
MCNP (JENDL-4.0)	11	0.24	0.02

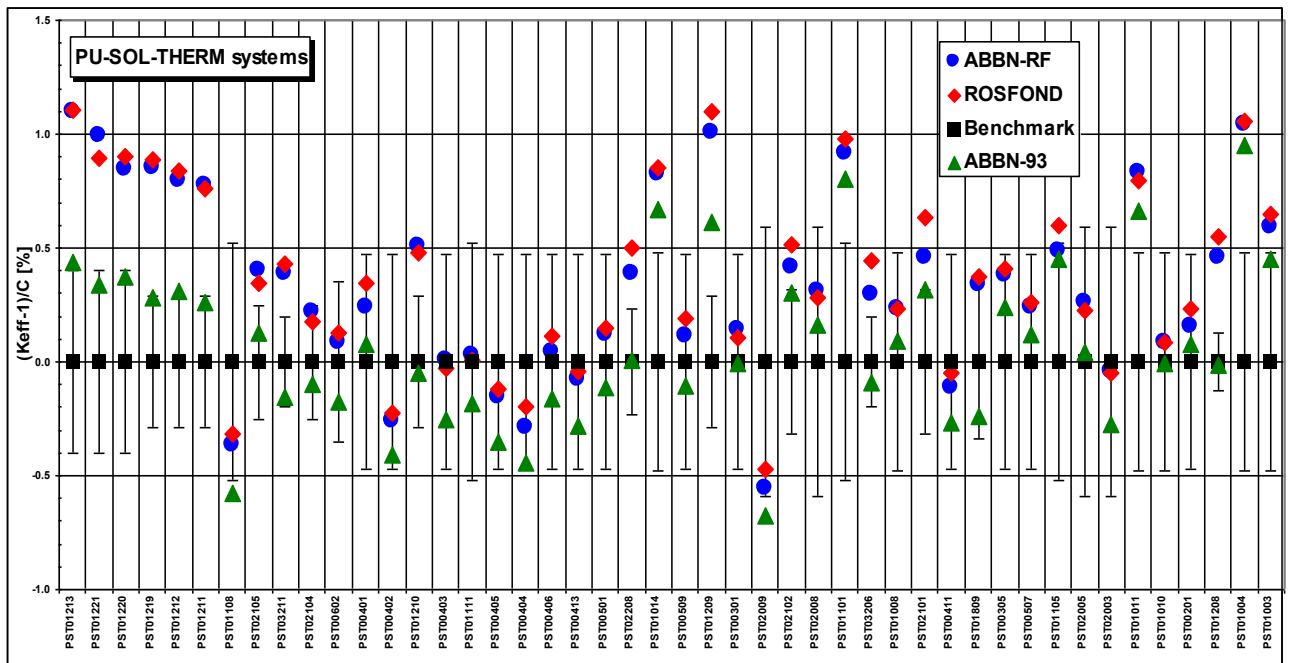


a)

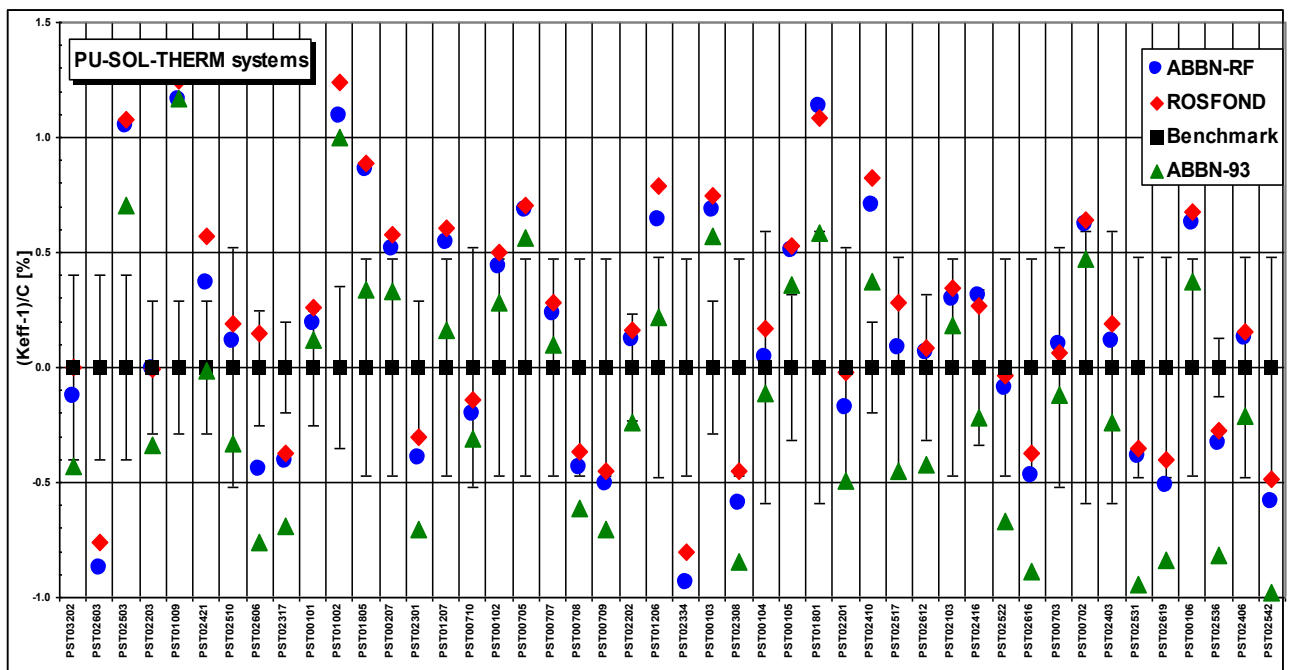


b)

Рисунок 3.11 – Сравнения результатов расчета критичности систем с топливом из высокообогащенного урана



a)



б)

Рисунок 3.12 – Сравнения результатов расчета критичности систем с плутонием

3.3 Тестирование системы CONSYST/БНАБ в расчетах переноса излучения

Тестирование включенных в константную систему CONSYST/БНАБ данных по образованию в результате реакции (n,γ) и взаимодействию гамма-квантов с веществом проводилось путем сравнения расчетных и экспериментальных результатов для двух бенчмарк-моделей ALARM-CF-FE-SHIELD-001 [82] и ALARM-CF-PB-SHIELD-001 [83], вошедших в международный справочник ICSBER Handbook.

Это наборы железных и свинцовых сфер различного радиуса с помещенным в центр сфер калифорниевым источником известной мощности. Оценка экспериментов и разработка бенчмарк-моделей ALARM-CF-FE-SHIELD-001 и ALARM-CF-PB-SHIELD-001 для справочника ICSBER Handbook была выполнена Г.Н.Мантуровым в соавторстве с Е.Рожихиным и Л.Трыковым.

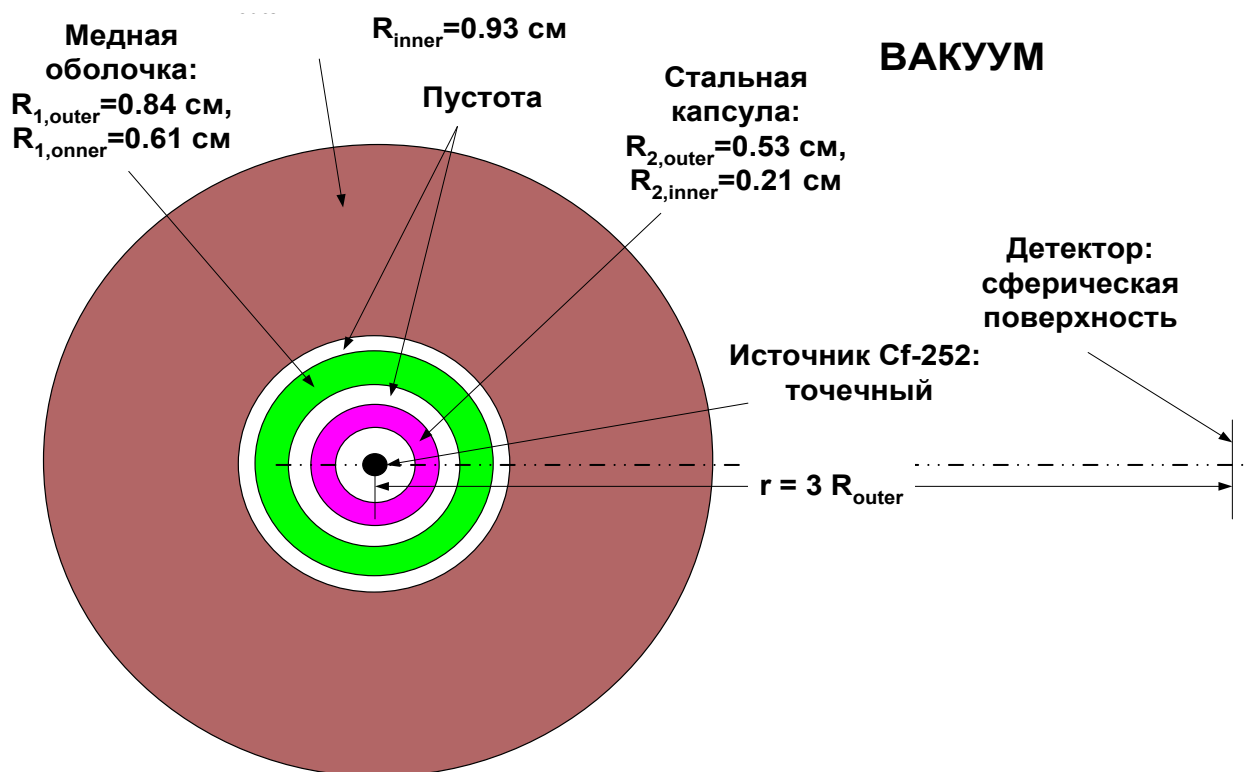


Рисунок 3.13 – Бенчмарк-модель экспериментов по изучению потоков нейтронного и фотонного излучения с поверхностями железных и свинцовых сфер различного радиуса с ^{252}Cf источником в центре

На рисунке 3.13 показана разработанная бэнчмарк-модель [82,83] для обсчета экспериментов по измерению спектров потока нейтронов и фотонов, утекающих с поверхности сфер различного радиуса с ^{252}Cf точечным источником в центре:

- 1) железных сфер радиусом 10, 15, 20, 25, 30, 35 и 50 см;
- 2) свинцовых сфер диаметром 10, 20 и 30 см.

Ниже приводятся результаты расчетов энергетических спектров нейтронов и гамма-квантов с использованием, как групповых констант БНАБ-РФ, так и детальных зависимостей сечений от энергии нейтрона (с использованием отечественной библиотеки файлов РОСФОНД2010) в сравнении с экспериментальными данными.

Расчеты по БНАБ-РФ проведены с использованием программы метода Монте-Карло MCNP и программ подготовки констант CONSYST и TRANSX [84] (по схеме, описанной в разделе 1.6).

Подробно результаты анализа приведены в работе [85] и в диссертации Г.Б.Ломакова [86], выполненной под научным руководством автора – Г.Н.Мантурова.

Сравнение расчетных и измеренных нейтронных спектров от ^{252}Cf источника самого по себе показало, что полученный в групповых расчетах поток совпадает с потоком, полученным в расчетах с детальным ходом сечений.

Сравнение расчетов и измерений нейтронных спектров с поверхности железных сфер радиусом 10, 15, 20, 25, 30, 35 и 50 см с ^{252}Cf источником в центре приведено на рисунке 3.14.

Сравнение расчетов с измерениями нейтронных спектров с поверхности свинцовых сфер радиусом 10, 20 и 30 см приведено на рисунке 3.15.

Сравнение расчетов и измерений фотонных спектров с поверхности железных сфер радиусом 15 и 25 см и свинцовых сфер радиусом 10 и 20 см приведено на рисунке 3.16.

Проведенное сравнение для нейтронных спектров показало хорошее согласие с экспериментом расчетов по программе MCNP, как с использованием в качестве исходных микроконстант многогрупповой библиотеки БНАБ-РФ в форматах БНАБ и MATXS, так и с использованием детальных файлов РОСФОНД. Расхождения в большинстве случаев не выходят за пределы погрешности эксперимента в одну сигму.

Для спектров гамма-квантов сравнение экспериментальных данных с результатами расчета с детальным ходом показало расхождение больше 3σ и для свинцовых и для железных сфер. Все расчетные значения оказались ниже экспериментальных величин (величины расхождений увеличиваются с увеличением радиуса сферы). Что касается сравнения результатов расчетов, выполненных с детальным ходом сечений и в группах, то оно показало расхождение между ними не более 10% в спектре даже для самых больших по радиусу железных и свинцовых сфер.

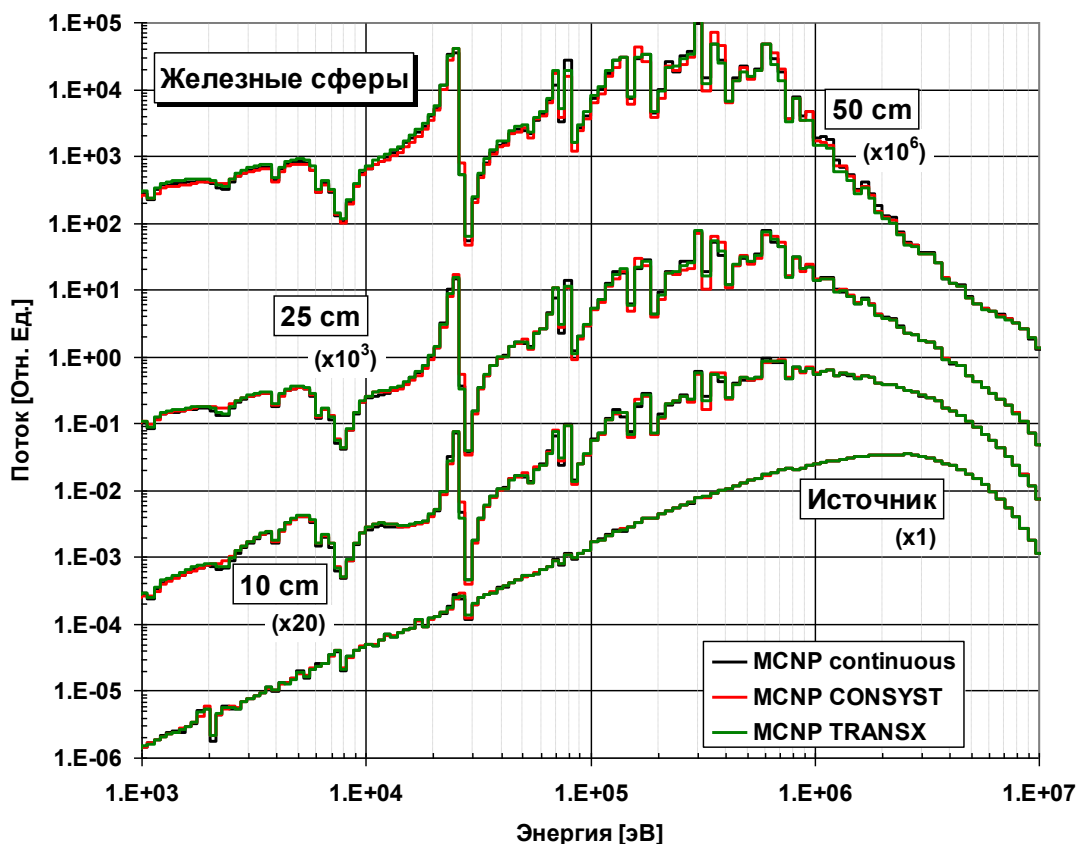


Рисунок 3.14 – Спектральные распределения нейтронного потока с поверхности железных сфер различного радиуса

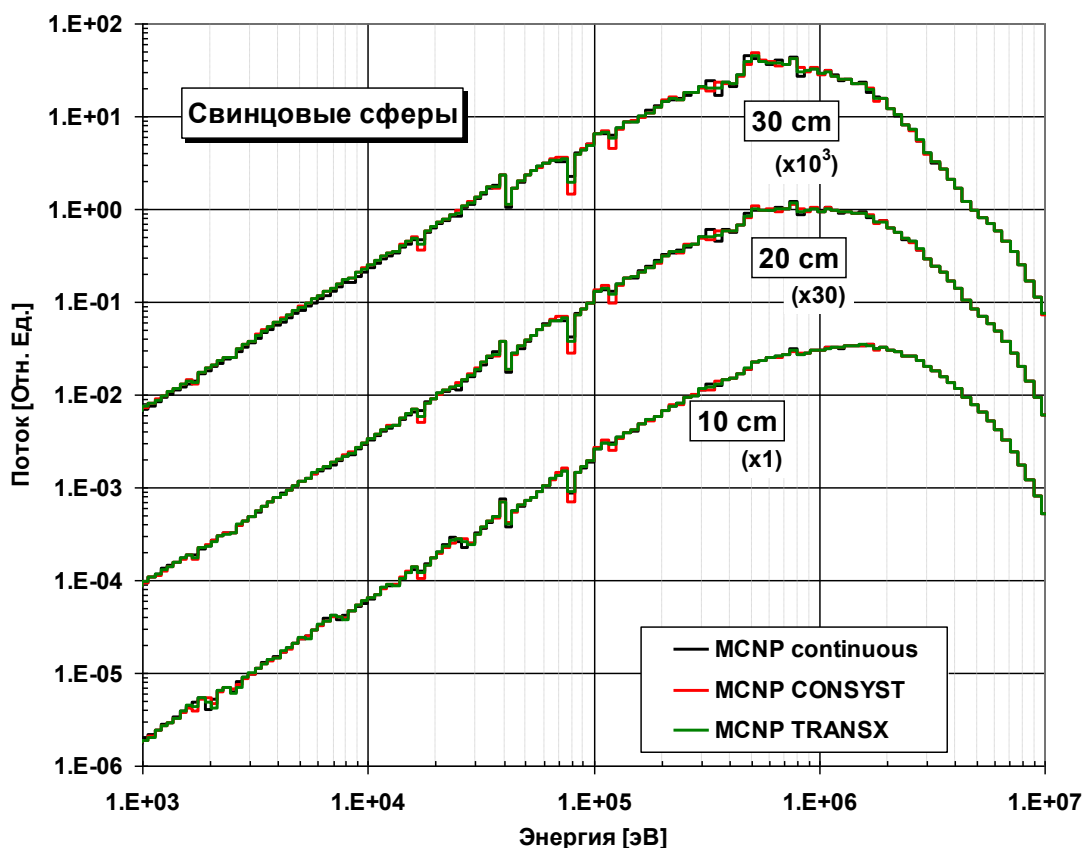


Рисунок 3.15 – Спектральные распределения нейтронного потока с поверхности свинцовых сфер различного радиуса

В работе [85], путём сравнения с расчетами по MCNP с использованием детального поточечного представления сечений, также обоснована приемлемость использования константного обеспечения CONSYST/БНАБ-РФ в расчетах радиационной защиты при ослаблениях нейтронного потока в 10^4 раз, на примере обчета экспериментов из базы данных SINBAD [87].

В расчетах различных конфигураций экспериментальной установки JASPER из базы данных SINBAD с ослаблением потока нейтронов до 10^4 раз при использовании детекторов, чувствительных к тепловым, промежуточным и быстрым нейтронам, показано, что расхождения 299-ти группового и детального расчетов составляют не более 5% при экспериментальной погрешности измерений 10%.

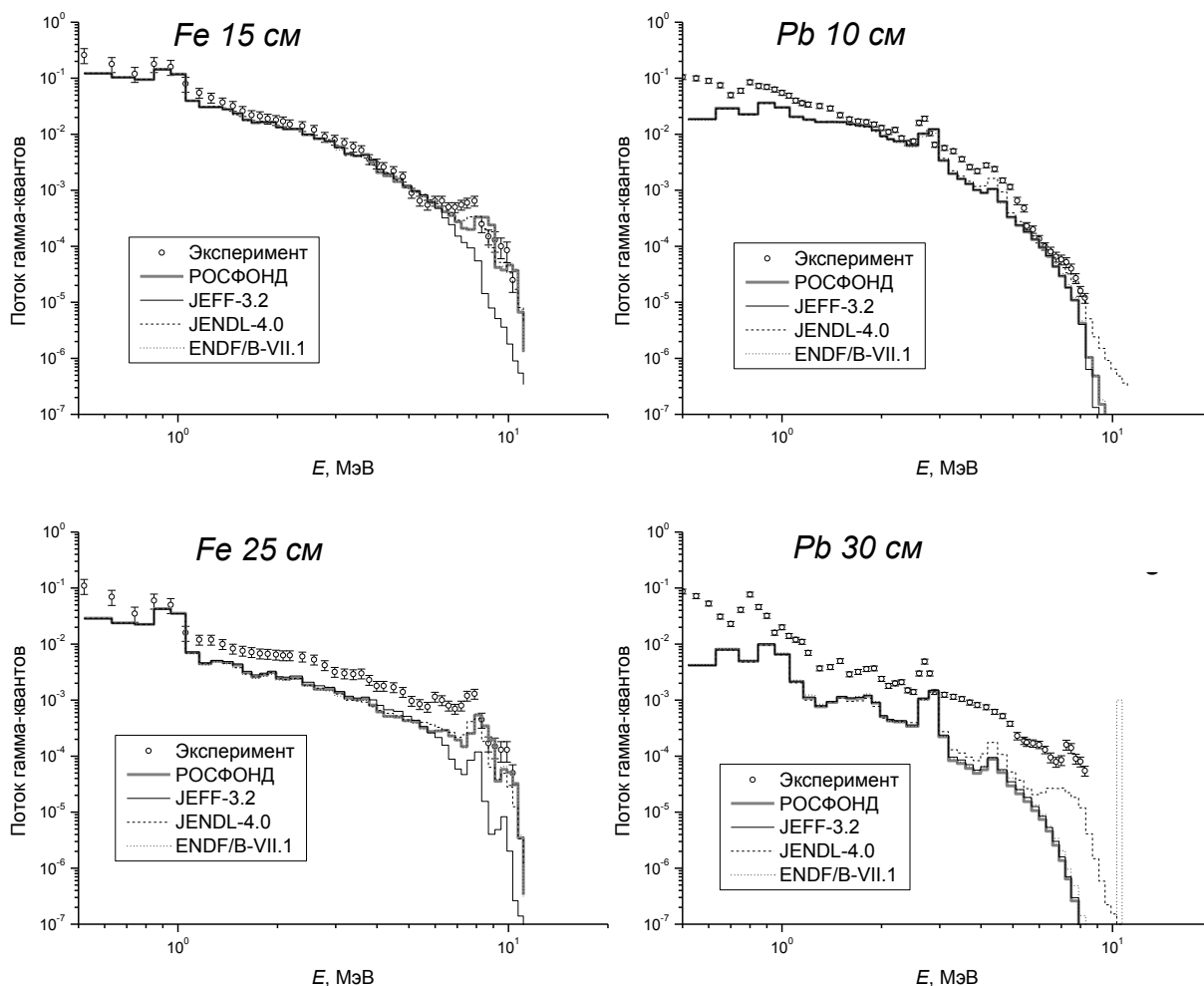


Рисунок 3.16 – Спектральные распределения фотонного потока с железных и свинцовых сфер различного радиуса

3.4 Результаты верификации программных средств расчета быстрых реакторов

Как уже было отмечено, константное обеспечение CONSYST/БНАБ с константами БНАБ-93 сегодня внедрено в расчеты быстрых реакторов БН, БРЕСТ, МБИР и СВБР. Оно используется в инженерных и прецизионных программах: TRIGEX, ГЕФЕСТ, JAR-FR, FACT-BR, REACTOR, CARE, ММКК и МСНР для исследовательских, поисковых и проектных расчетов.

Поэтому задача верификации и аттестации программных средств расчета быстрых реакторов и используемого константного обеспечения является одной из ключевых.

К настоящему моменту созданы и нами используются при верификации нейтронно-физических кодов и констант электронные банки

экспериментальной информации, доведенной до уровня "бенчмарк", это – банк реакторно-физических экспериментов IRPhEP Handbook [67] и банк экспериментов по критической безопасности ICSBER Handbook [68]. Частично используются эксперименты из базы данных SINBAD [87].

В настоящее время можно также говорить о том, что мы можем дополнительно рассчитывать на базу результатов экспериментов, полученных на ~100 различных критических сборках критстендов БФС, ZPR и ZPPR. Кроме того, для целей верификации расчетных кодов и констант могут быть привлечены эксперименты на реакторах БН-350 и БН-600, а также за рубежом на реакторах FFTF, JOYO, Phenix и SuperPhenix.

На сегодняшний день верифицированы и аттестованы для расчетов реакторов БН-600 и БН-800 с использованием программы CONSYST с константами БНАБ-93 следующие программные коды: TRIGEX, ГЕФЕСТ, JAR-FR, CARE, ММКК и МСНР.

Расширены области применения программ TRIGEX, ГЕФЕСТ и JAR-FR для обоснования постановки в БН-600 ограниченного числа ТВС с нитридным топливом.

Разработан, верифицирован и аттестован программный комплекс ГЕФЕСТ-800 [88-90], предназначенный для эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик быстрого реактора с натриевым теплоносителем БН-800 4-ого блока Белоярской АЭС, как с урановым, так и уран-плутониевым оксидным топливом.

Для расчетов РУ БН-1200 [91] для кодов TRIGEX, ММКК и ММКС, CONSYST-RF подготовлены материалы для подачи этих кодов на аттестацию в НТЦ ЯРБ. Верификация кодов выполнена с использованием константной системы CONSYST/БНАБ.

На рисунке 3.17 приведены копии титульных листов полученных аттестационных паспортов на программные средства для расчетов реакторов БН-600 и БН-800.



Рисунок 3.17 – Полученные аттестационные паспорта на программное средство TRIGEX для расчетов БН-600 и БН-800 с использованием системы CONSYST/БНАБ с константами БНАБ-93

Ниже будут приведены некоторые результаты из верификационных отчетов для упомянутых проектных кодов с использованием системы CONSYST/БНАБ с константами БНАБ-РФ и БНАБ-93. Расчеты выполнены методом Монте-Карло по программам ММКК, ММКС и МСНР с использованием различных библиотек файлов данных.

3.5 Погрешности расчетов активных зон реакторов БН

3.5.1 Расчеты реактора БН-600

Самый большой опыт расчетного сопровождения эксплуатации и экспериментальный материал накоплен на реакторе БН-600 [92]. Для привлечения и расчетного анализа накопленной экспериментальной информации на БН-600 была разработана система ModExSys, позволяющая

отслеживать состояние активной зоны в процессе выгорания топлива и поглотителя и моделирующая реальные условия эксплуатации реактора.

Критичность

В таблице 3.3 приведены результаты выполненной оценки константной составляющей погрешности расчетов активной зоны БН-600 при переходе на зону 01М2. Было оценено, что с учетом проведенных на БФС модельных экспериментов погрешность расчетного предсказания $K_{эфф}$ зоны 01М2 составляет $\pm 0.3\%$.

На рисунке 3.18 приведены значения $K_{эфф}$ в начале и конце микрокампании, рассчитанные при сопровождении реактора БН-600 при работе на номинальной мощности.

Как видно, реально получена оценка погрешности предсказания $k_{эфф}$ $\pm 0,2\%$, что отражает факт очень хорошего согласия расчётных и экспериментальных данных, и согласие с оценкой погрешности, полученной на основе методики системы ИНДЭКС.

Таблица 3.3 – Оцененные константные составляющие расчетных погрешностей модели реактора БН-600 с активной зоной 01М2

Модель реактора	Параметр	Константная составляющая погрешности расчета	
		без учета экспериментов (уровень микроданных)	с учетом экспериментов
БН-600 зона 01М2	к-эфф	1.5%	0.3%
	АЗ	5.5%	4.5%
	КС-1	4.5%	3.5%
	КС-2	7%	4.5%
	НПЭР	0.3% $\Delta k/k$	0.2% $\Delta k/k$
	BURNUP	0.2% $\Delta k/k$	0.1% $\Delta k/k$
	Доплер	11%	10%

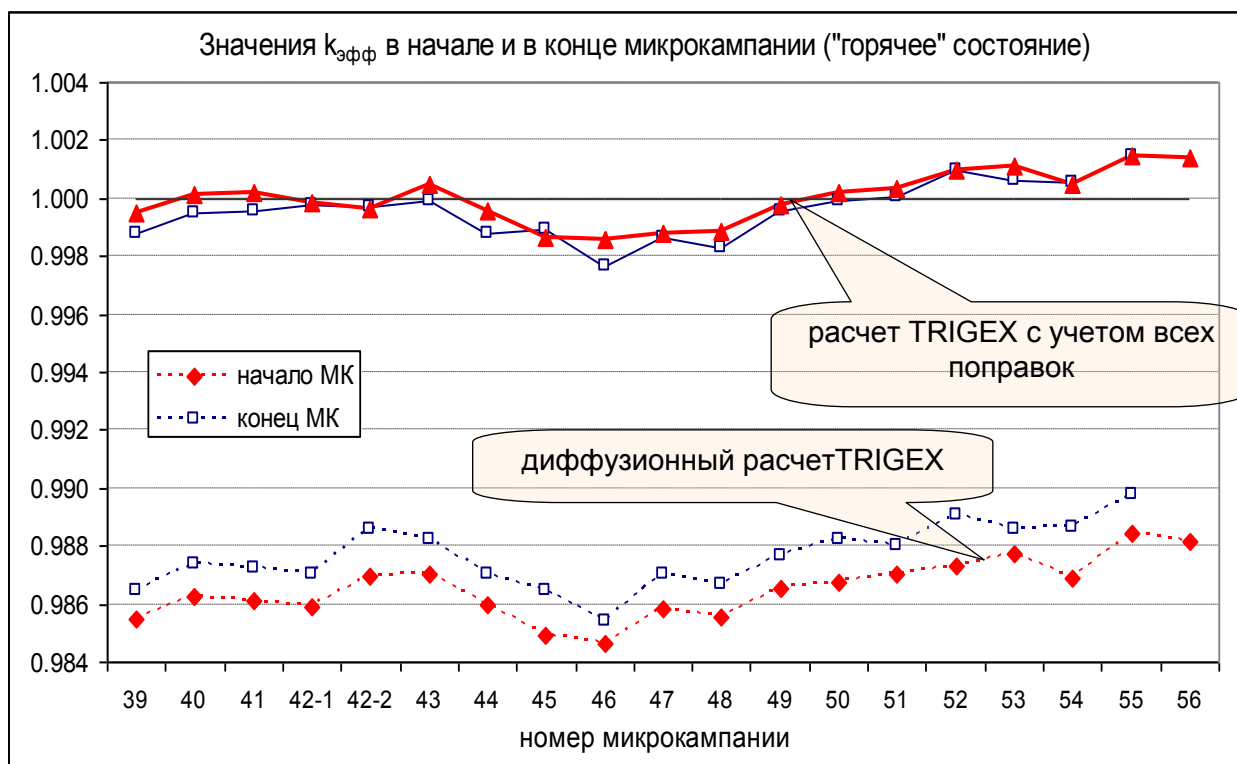


Рисунок 3.18 – Значения $k_{эфф}$ в начале и конце микрокампании реактора БН-600 (при работе на номинальной мощности)

В таблице 3.4 приводятся точности расчетов величин $K_{эфф}$ и эффективности системы КС+РС для программ ГЕФЕСТ и TRIGEX (данные взяты из аттестационных паспортов) в сравнении с техническим проектом зоны 01М2 и точностями, оцененными на основе экспериментов на БН-600.

Таблица 3.4 – Точности расчетов величин $K_{эфф}$ и эффективности СУЗ, в %.

Величина	ГЕФЕСТ (БНАБ-93)	TRIGEX (БНАБ-93)	Технический проект зоны 01М2	Оцененные точности по экспериментам на БН-600
$K_{эфф}$.	0.4	0.6	0.35	0.2
Эффективность КС+РС	15	7	7	5

Отметим, что погрешность в расчетах $K_{эфф}$, обеспечиваемая кодом сопровождения ГЕФЕСТ-800, в отличие от TRIGEX и JAR-FR, оценена равной $\pm 0,4\%$. Снижение погрешности с $\pm 0.6\%$ до $\pm 0.4\%$ достигнуто за счет учета экспериментов, выполненных при физическом пуске реактора БН-800.

Погрешность в расчетах $K_{эфф}$ реактора БН-600, равная $\pm 0.2\%$, достигнута за счет учета экспериментов, выполненных на реакторе БН-600 за время его эксплуатации.

Распределение энерговыделений.

Исходной информацией для оценки погрешности в расчетах энерговыделения являются результаты сравнения с экспериментальными данными, полученными непосредственно в реакторе БН-600, в 44, 48 и 50 микрокампаниях (МК). При этом результаты транспортного расчета были получены в рамках системы ModExSys [61] (путем синтеза решений по программе TRIGEX и методом Монте-Карло по ММКК).

На рисунке 3.19 показаны наблюдаемые расчетно-экспериментальные расхождения с учетом систематических смещений, оцененных по результатам совокупности экспериментальных данных с 44 по 50 микрокампании.

Таким образом, анализ прямых экспериментальных данных по измерению распределения энерговыделения в ТВС реактора БН-600 дает суммарную оценку погрешности расчетов для программ ГЕФЕСТ, JAR-FR и TRIGEX с константным обеспечением CONSYST/БНАБ-93 (с учетом методических, модельных, технологических и константных составляющих расчетной погрешности): относительное энерговыделение в активной зоне описывается с погрешностью $\sim \pm 2\%$ (максимальное расхождение не превышает 5%). По мере углубления в боковой экран расхождения между расчётом и экспериментом возрастают до 20-30 %. Однако за счет имеющейся систематики расхождений эта погрешность может быть уменьшена до $\sim \pm 5-6\%$.

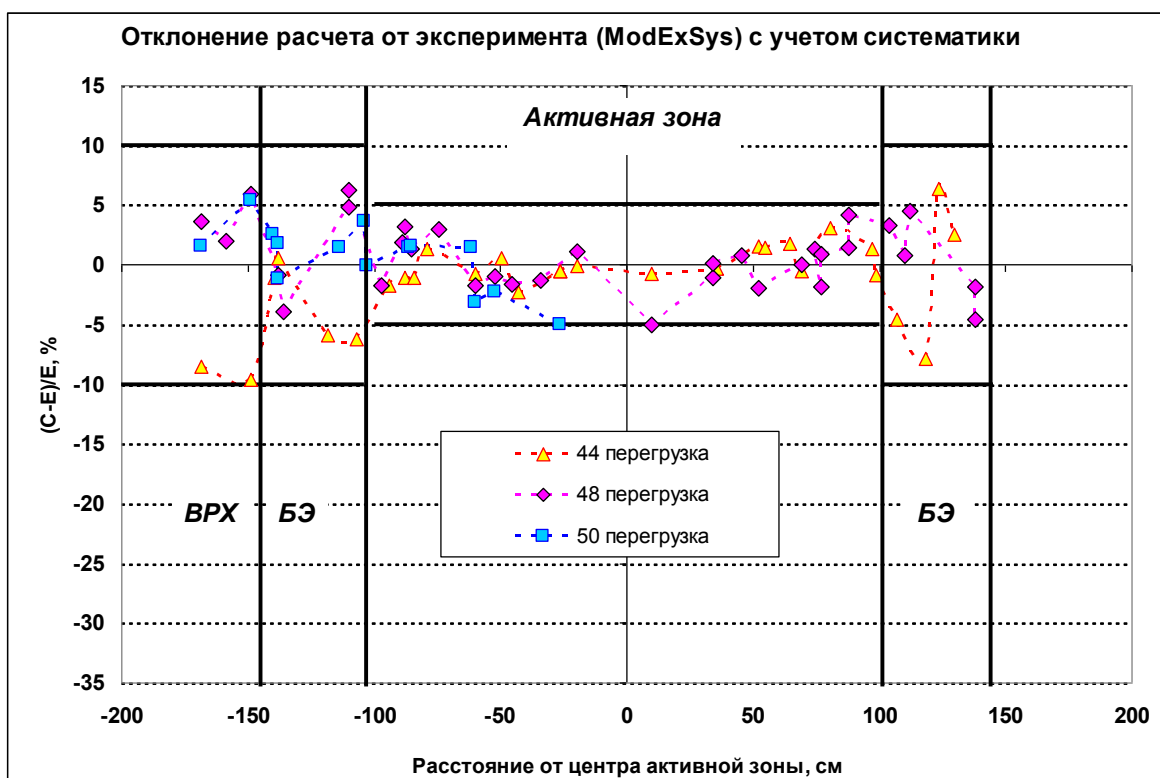


Рисунок 3.19 – Отклонение расчетных данных по TRIGEX с учетом систематики расчетно-экспериментальных расхождений [61]

ВЫВОДЫ. Оцененные предварительно константные составляющие погрешности согласуются с экспериментальными результатами, полученными в процессе эксплуатации РУ БН-600. Результаты измерений подтверждают оценки погрешностей, полученные с использованием инженерного кода TRIGEX и константного обеспечения CONSYST/БНАБ-93 (что касается расчетного занижения энерговыделения в ТВС БЗВ и ВРХ, то с практической точки зрения это не создает серьезных сложностей из-за невысокого уровня энерговыделения в этих областях активной зоны. Тем не менее, эти оценки отклонений расчетных данных от экспериментальных могут быть использованы для корректировки расчетов и получения более точного прогнозирования энерговыделения).

3.5.2 Расчеты реактора БН-800

В таблице 3.5 представлены предпроектные результаты оценки константной составляющей погрешности в расчетах активной зоны реактора БН-800 с учетом интегральных (макро) экспериментов, выполненных на критических сборках БФС (44, 58, 60, 62, и др.), а также зарубежных ZPR-6/7, ZPPR-2, -9, -10 и др., с использованием расчетно-экспериментальных данных из библиотеки LEMEX системы ИНДЭКС.

Как видно, погрешность расчетного предсказания $K_{эфф}$ с использованием БНАБ-93 с учетом макро экспериментов снизилась с $\pm 2.2\%$ до $\pm 0.6\%$ и близка к требуемой точности. Эти данные легли в основу оценок погрешностей расчетов БН-800 для программ ГЕФЕСТ, TRIGEX и JAR-FR.

Таблица 3.5 – Оцененные погрешности расчета стартового состояния БН-800

Источник данных	k-eff	Темп падения реактивности на 1% выгорания	КВ	Q _{аз}	СУЗ	НПЭР	Доплер эффект
Точность, обеспечиваемая микроданными	2.2%	0.3%Δk/ε	0.05	10%	10%	0.6%Δk/k	12%
Точность, обеспечиваемая БНАБ-78	1.4%	0.3%Δk/ε	0.04	8%	8%	0.5%Δk/k	12%
Точность, обеспечиваемая БНАБ-93	0.6%	0.1%Δk/ε	0.03	4%	6%	0.2%Δk/k	11%

В таблице 3.6 приведены обеспечиваемые проектными кодами TRIGEX и JAR-FR погрешности в расчетах $K_{эфф}$ активной зоны реактора БН-800 в режимах нормальной эксплуатации, а в таблице 3.7 приведены аналогичные результаты для кода сопровождения РУ БН-800 ГЕФЕСТ-800 (данные взяты из аттестационного паспорта ПС).

Таблица 3.6– Погрешности, обеспечиваемые TRIGEX и JAR-FR, для БН-800 в сравнении с БН-600 (взяты из аттестационного паспорта ПС)

НФХ	БН-600	БН-800
$K_{эфф}$	0,2%	0,6%
НПЭР	0,3%	0,2%
Эффективность СУЗ	7% - КС 8% - АЗ	6% - КС 6% - АЗ
Распределение энерговыделений	5,5% - а.з. 10% - БЗВ	3% - а.з. 5% - БЗВ
Допплер-эффект	10%	11%

Таблица 3.7 – Погрешности, обеспечиваемые программой ГЕФЕСТ-800

№ п/п	Параметр	Обеспечиваемая точность
1	$K_{эфф}$	0,4%
2	$K_{эфф}$ подкритических систем	1,5% (3 σ)

В таблице 3.8 приведены результаты расчетов $K_{эфф}$ для стартовой активной зоны БН-800 с использованием кодов метода Монте-Карло. В скобках указано отклонение от расчетов, полученных по гомогенным моделям. Как видно, оцененная методическая поправка к 299-ти групповому расчету (отличие расчетов с БНАБ-РФ от РОСФОНД) составляет $\sim -0.1\%$.

Таблица 3.8 – Результаты расчетов $K_{эфф}$ стартовой зоны БН-800

	БНАБ-93	БНАБ-РФ	РОСФОНД
Гомогенная (приближенная) модель			
ММК	0.9906	0.9912	0.9902
Гетерогенная (реальная) модель			
ММК	0.9982 (+0.76%)	0.9991 (+0.79%)	0.9988 (+0.86%)

3.5.3 Расчеты модели реактора МБИР

В таблице 3.9 приведены результаты расчетов $K_{эфф}$ модели быстрого исследовательского реактора МБИР [93] с МОКС топливом с использованием различных приближений, систем констант и файлов нейтронных данных РОСФОНД и ENDF/B-VII.

Как мы видим, результаты групповых и детальных расчетов согласуются между собой в пределах $\pm 0.2\%$, а отличие расчета по ММКС с детальными сечениями из РОСФОНД от группового расчета по ММКК с константами БНАБ-РФ составляет менее 0.2% .

Таблица 3.9 – Результаты расчетов $K_{эфф}$ модели ИЯУ МБИР

Константы	ММКК гом. 299 групп	ММКК гет. 299 групп	ММКС гет. дет. ход	MCNP гет. дет. ход
БНАБ-93	1.0550(2)	1.0568(2)		
БНАБ-РФ		1.0500(2)		
РОСФОНД			1.0560(2)	1.0555(2)
ENDF/B-VII	-	-	-	1.0567(2)

3.5.4 Расчеты модели реактора БН-1200

В таблицах 3.10 приведены расчеты $K_{эфф}$ для различных моделей активной зоны РУ БН-1200.

В скобках приведены различия расчетов с БНАБ-РФ и БНАБ-93 по ММКК, и детального расчета по ММКС от группового с константами БНАБ-РФ. В случае нитридной зоны расхождения расчетов с БНАБ-РФ и БНАБ-93 составляют около 0.5% . Это обусловлено использованием в библиотеке РОСФОНД-2010 старых оценок для ^{239}Pu . Замена этих данных на оценки, принятые в более современной библиотеке файлов JENDL-4, приводит к повышению расчетного результата на 0.4% .

С учетом этого можно констатировать, что расчеты модели БН-1200, как с константами БНАБ-РФ и БНАБ-93, так и с файлами РОСФОНД находятся в хорошем согласии. Отличие расчета по ММКС с детальными сечениями из РОСФОНД от группового расчета по ММКК с константами БНАБ-РФ составляет менее 0.1%.

Таблица 3.10 – Расчеты $K_{эфф}$ модели БН с МОКС и нитридной зоной

Код	МОКС			НИТРИД		
	БНАБ-93	БНАБ-РФ	РОСФОНД	БНАБ-93	БНАБ-РФ	РОСФОНД
Гомогенная модель						
ММКК	1.0031	1.0024 (-0.07%)	–	1.0014	0.9966 (-0.48%)	–
ММКС	–	–	1.0040 (+0.16%)	–	–	0.9977 (+0.11%)
Гетерогенная модель						
ММКК	1.0102	1.0094 (-0.08%)	–	1.0051	1.0004 (-0.47%)	–
ММКС	–	–	1.0101 (+0.07%)	–	–	1.0010 (+0.06%)

3.6 Результаты расчетов экспериментов на критсборках

3.6.1 Расчеты экспериментов на сборках БФС

В таблице 3.11 приведены расчеты $K_{эфф}$ сборки БФС с МОКС-топливом и нитридом.

В таблице 3.12 приводятся результаты расчетов критического эксперимента на БФС с МОКС-топливом и вставкой с нитридным топливом.

Таблица 3.11 – Расчеты $K_{эфф}$ сборки БФС с МОКС-топливом и нитридом

Метод расчета	Базовая конфигурация	Макет ТВС с нитридом урана	Макет ТВС с нитридом плутония
ММКК-гом. БНАБ-93	0,9851 (2)	0,9848	0,9850
ММКК-гом. БНАБ-РФ	0,9848 (2)	0,9847	0,9847
ММКК-гет. БНАБ-93	0,9988 (2)	0,9988	0,9988
ММКС-гет. РОСФОНД	0,9982 (2)	0,9984	0,9985

Таблица 3.12 – Результаты расчетов сборки БФС с нитридным топливом

Программа расчета	Нейтронные данные	Модификация сборки БФС	Расчетное значение k_{eff}
ММКК	БНАБ-93	1	1.0050 (2)
ММКК	БНАБ-РФ		1.0022 (2)
ММКС	РОСФОНД		0.9997 (2)
ММКС	JEFF-3.2		0.9986 (2)
ММКС	JENDL-4.0		1.0044 (2)
ММКС	ENDF\B-VII.1		0.9978 (2)
ММКК	БНАБ-93	2	1.0041 (2)
ММКК	БНАБ-РФ		1.0020 (2)
ММКС	РОСФОНД		1.0012 (2)
ММКС	ENDF\B-VII.1		0.9990 (2)

Расчеты выполнены с помощью программы ММКК с использованием констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ, а также Монте-Карловской программы ММКС с файлами РОСФОНД.

Результаты по ММК имеют статистическую погрешность $\pm 0.02\%$, что на порядок меньше погрешности экспериментальных состояний $\pm 0.3\%$.

Видно, что программа ММКС с файлами РОСФОНД (как и ENDF/B-VII) описывает эксперименты с точностью до погрешности эксперимента (в которую главный вклад вносит технологическая погрешность, связанная с неточностью знания составов используемых материалов, размеров и окружения). Расхождения в расчетах по ММКК и ММКС не превышают $\pm 0.3\%$, а согласие расчетов с БНАБ-РФ с детальными расчетами по файлам РОСФОНД составляет лучше $\pm 0.2\%$.

3.6.2 Расчеты экспериментов на сборках ZPPR

В таблице 3.13 приведены результаты расчетов Кэфф дляборок ZPPR с большим содержанием плутония. Как видно, расчетные модели экспериментов воспроизводятся в расчетах по ММК в пределах экспериментальной погрешности $\pm 0.2\%$.

Такие же величины погрешности были оценены ранее по результатам совместного анализа экспериментов на БФС и ZPR [94].

Результаты расчетов с использованием констант БНАБ-93, БНАБ-РФ и файлов РОСФОНД хорошо согласуются между собой, а различия в них не превышают $\pm 0.1\%$.

Таблица 3.13 – Расчеты Кэффборок ZPPR (отношение C/E)

Сборка	ММКК БНАБ-93	ММКК БНАБ-РФ	ММКС РОСФОНД
ZPPR-9	0.9985	0.9994	0.9982
ZPPR-10A	0.9982	0.9992	0.9989
ZPPR-18B	0.9986	0.9999	-
ZPPR-19B	0.9985	0.9995	-

3.6.3 Расчеты критсборок с большим содержанием свинца

В таблице 3.14 приведен список интегральных бенчмарк-экспериментов со свинцовым теплоносителем, использованных для анализа.

Таблица 3.14 – Список отобранных бенчмарк-экспериментов

Бенчмарк-модель	Краткое описание
ROMB (серия из 6борок)	Эксперименты, выполненные ранее во ВНИИТФ
HMF-027	Критические бенчмарк-эксперименты из справочника ICSBER
PMF-035	
BFS-61, -77 и др.	Эксперименты, выполненные ранее на стендах БФС

На рисунке 3.20 и в таблице 3.15 приводятся результаты расчетов отобранных экспериментов с использованием различных нейтронных данных в виде отклонений расчета от эксперимента (C/E-1), в %.

Из приведенных результатов видно, что (а) современные данные, как БНАБ-РФ, так и БНАБ-93 описывают эксперименты с примерно равной дисперсией $\pm 0,25\%$; (б) разброс результатов расчетов, полученных с использованием различных нейтронных данных, составляет от $-0,7\%$ до $+0,5\%$.

Таблица 3.15 – Результаты расчетов критическихборок БФС со свинцом

	БНАБ-93	БНАБ-РФ	ENDF/B-7	JEFF-3.1	JENDL-4
Среднее значение, %	-0,27	-0,10	0,18	-0,29	-0,01
Среднеквадратичное расхождение, %	$\pm 0,21$	$\pm 0,25$	$\pm 0,21$	$\pm 0,23$	$\pm 0,27$

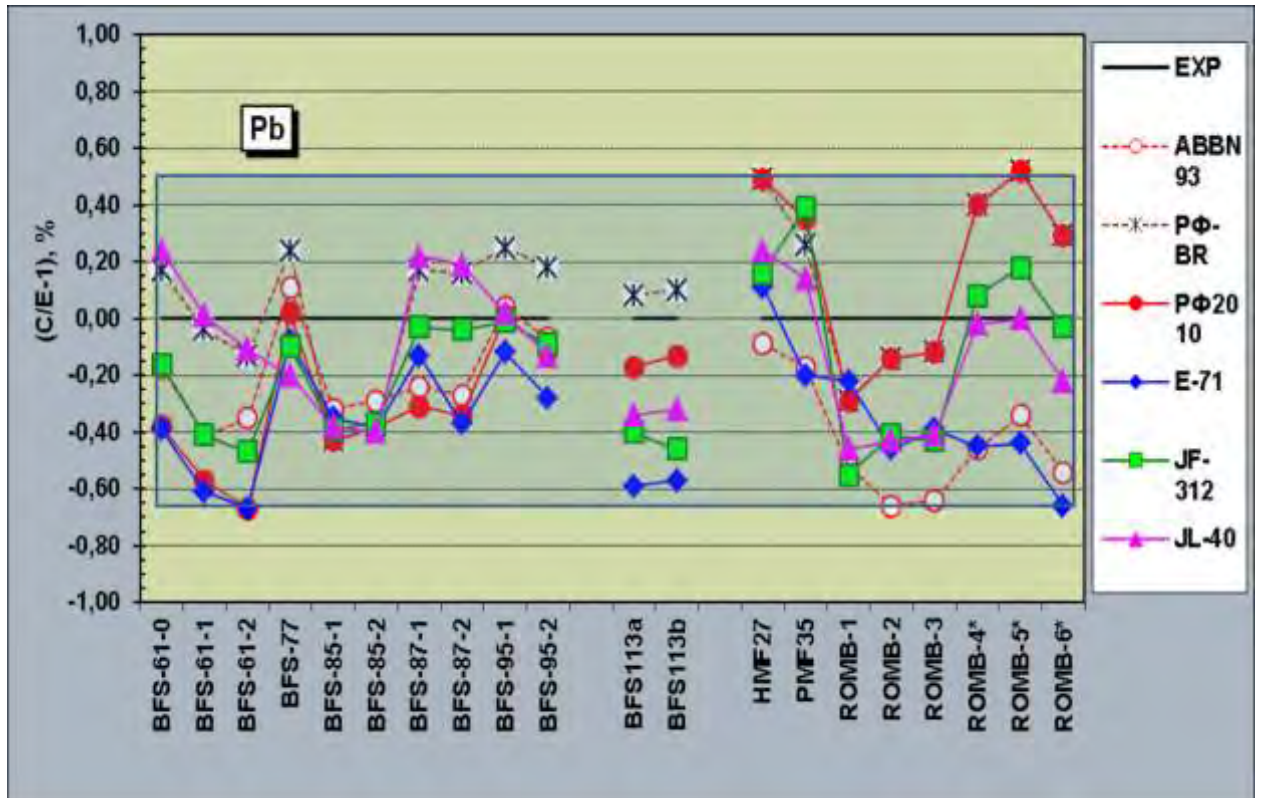


Рисунок 3.20 – Результаты расчетов отобранных экспериментов со свинцом с использованием различных нейтронных данных

3.7 Оценка погрешностей в расчетах НФХ моделей быстрых реакторов

В качестве примера рассмотрим приложение описанной методики с использованием системы ИНДЭКС к оценке погрешностей расчетов моделей активных зон перспективных быстрых реакторов – натриевого типа БН-1200 [91] на нитридном топливе и реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300 [95]. При этом были использованы

- матрицы погрешностей констант из библиотеки LUND,
- результаты расчетов и экспериментов из библиотеки LEMEX,
- коэффициенты чувствительности из библиотеки LSENS.

Оценки точности основаны на отобранных для анализа интегральных и реакторных бэнчмарк экспериментах из библиотеки LEMEX, список которых приведен в таблице 3.16.

Таблица 3.16 – Интегральные бэнчмарк эксперименты, отобранные для анализа

Установка	Результаты измерений
Интегральные эксперименты на стандартных спектрах	
Спектр деления χ_{U235} , χ_{Cf252}	F235, F238, F239
Спектр деления χ_{U235}	Сечения увода U-238 и Fe
Бэнчмарк («чистые») интегральные эксперименты	
GODIVA	$K_{эфф}$, F39/F35, F38/F35
JEZEBEL	$K_{эфф}$, F39/F35, F38/F35
Бэнчмарк эксперименты на стендах БФС	
БФС-38, -41, -58, -62, -72	K_{∞}
БФС-44, 49	$K_{эфф}$, F39/F35, F38/F35, C38/F35
Бэнчмарк эксперименты на стендах ZPR	
ZPR-6-7	$K_{эфф}$, F39/F35, F38/F35, C38/F35
ZPPR-2, -9, -10	$K_{эфф}$, F39/F35, F38/F35

Оценки выполнены на примере следующих важных нейтронно-физических характеристик активной зоны быстрого реактора:

- $K_{эфф}$
- Эффекты реактивности (НПЭР, СУЗ)
- Энерговыделение ($Q_{аз}$)
- Параметры запаздывающих нейтронов ($\beta_{эфф}$)
- Коэффициент воспроизводства (КВ)
- СНА.

Принятые во внимание в процедуре корректировки (2.5)-(2.12) константы приведены в таблице 3.17. Учтены нуклиды и сечения, неопределенности которых вносят наибольший вклад в погрешность $K_{эфф}$.

Рассмотрим, как учет различных наборов интегральных экспериментов влияет на снижение расчетной погрешности.

Таблица 3.17 – Принятые во внимание нейтронные константы

Нуклиды	σ_{tr}	σ_c	σ_f	σ_{el}	σ_{in}	ν
Pu-239		+	+			+
Pu-240		+	+			
Pu-241			+			+
U-238		+	+		+	+
N	+			+	+	
Na	+			+	+	
Pb	+	+		+	+	
Fe	+	+		+	+	
B-10		+				
FP-239		+				

Для этого рассмотрим несколько вариантов оценки погрешностей с последовательным учетом в процедуре корректировки и подключением наборов отобранных экспериментов:

- Вариант 1 – интегральные эксперименты: средние сечения на спектрах деления плюс критсборки GODIVA и JEZEBEL с жестким спектром нейтронов;
- Вариант 2 – плюс измерения на моделях реакторов, критсборках БФС-41, -44, -49, -58, -62, -72;
- Вариант 3 – плюс зарубежные сборки ZPR-6/7, ZPPR-2, ZPPR-9, ZPPR-10;
- Вариант 4 – плюс гипотетическая полномасштабная сборка БФС с нитридом.

В таблице 3.18 приведены результаты расчетов для каждого из вариантов. Для каждого из вариантов была выполнена формальная процедура корректировки констант (2.8), получены откорректированные матрицы погрешностей констант с учетом результатов экспериментов по вышеописанной методике по формуле (2.9) и на их основе оценены погрешности расчетных результатов по формуле (2.11).

Таблица 3.18 – Оценки точности расчетов для реактора типа БН-1200

НФХ	Только микро-данные	Погрешности с учетом экспериментов			
		Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4
$K_{эфф}$	1,9%	1,1%	0,8%	0,7%	0,5%
АЗ	5,3%	5,3%	4,7%	4,3%	4,0%
КС	5,5%	5,5%	4,9%	4,5%	4,1%
НПЭР	0,5% $\Delta k/k$	0,5% $\Delta k/k$	0,4% $\Delta k/k$	0,4% $\Delta k/k$	0,3% $\Delta k/k$
Доплер	11%	11%	10%	10%	10%
$Q_{аз}$	5.0%	5.0%	3.5%	3.0%	2.8%
СНА	5.0%	5.0%	3.0%	3.0%	3.0%
$\beta_{эфф}$	5.0%	5.0%	4.0%	4.0%	4.0%
КВ	0.04	0.04	0.03	0.03	0.03

Как видно из приведенных данных, учет макро экспериментов позволяет существенно снизить расчетные погрешности НФХ. Так, например, погрешность в $K_{эфф}$ (наиболее важной величины), обусловленная неопределенностями в константах, снижается с $\pm 1.9\%$ до $\pm 0.7\%$ за счет учета имеющихся макроэкспериментов, а с привлечением дополнительно гипотетического полномасштабного эксперимента на сборке БФС погрешность за счет констант в $K_{эфф}$ может быть снижена до уровня технологической погрешности $\pm 0.5\%$.

Одним из основных преимуществ системы ИНДЭКС, является то, что, наряду с оценкой ковариационной матрицы (2.9) полученных новых (откорректированных по результатам интегральных экспериментов) констант и вычисленных на её основе погрешностей результатов расчетов интересующих нас реакторно-физических характеристик по формуле (2.11), заложенные в ней методики дают возможность получить величины

раздельных вкладов в погрешность расчета за счет отдельных типов сечений и нуклидов.

Рассмотрение величин вкладов и определение наиболее значимых дает возможность поставить задачу о повышении точности расчетов путем планирования проведения дополнительных экспериментов, направленных на уточнение тех или иных ядерно-физических констант.

В таблице 3.19 для реактора типа БН-1200 приведены рассчитанные раздельные вклады в погрешность расчета величины $K_{эфф}$ от различных нейтронных данных, как без учета (уровень «микроданных»), так и с учетом интегральных и макроскопических экспериментов.

По результатам исследований по оценке точности расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны быстрого реактора БН с использованием системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ с использованием констант БНАБ можно сделать следующие выводы о величинах погрешности за счет неопределенностей в нейтронных сечениях (соответствуют 67%-ому уровню доверительного интервала 1σ):

- в расчетах $K_{эфф}$ – $\pm 0,7\%$
- в расчетах энерговыделения для средней части активной зоны – $\pm 3\%$
- в расчетах эффективности стержней СУЗ – $\pm 4,5\%$
- в расчетах НПЭР – $\pm 0,4\% \Delta k/k$.

Снижение погрешности в расчетах $K_{эфф}$ до $\pm 0.7\%$ произошло за счет формальной процедуры «корректировки» нейтронно-физических констант, в основном, за счет установления дополнительных корреляций между погрешностями различных типов сечений различных изотопов, участвовавших в анализе. Если пренебречь этими корреляциями, то полная погрешность в расчетах $K_{эфф}$ составит $\pm 1.1\%$.

Основной вклад в суммарную погрешность расчета дают следующие неопределенности в сечениях нуклидов: ^{238}U - σ_c , σ_{in} , ^{239}Pu - σ_f , ν , сечение захвата продуктов деления - σ_c , транспортное сечение для конструкционных материалов и теплоносителя - Σ_{tr} и спектр деления - χ .

Таблица 3.19 – Основные вклады в погрешность расчета $K_{эфф}$ реактора БН без учета и с учетом интегральных экспериментов за счет неопределенностей в сечениях входящих в состав зон нуклидов

Нейтронные данные		Вклад в суммарную погрешность без учета интегральных экспериментов, %	Вклад в суммарную погрешность с учетом интегральных экспериментов, %
U-238	σ_c	0.8	0.5
	σ_f	0.3	0.2
	ν	0.1	0.1
	σ_{in}	0.7	0.3
PU-239	σ_c	0.3	0.2
	σ_f	1.1	0.5
	ν	0.4	0.4
PU-240	σ_c	0.2	0.2
	σ_f	0.1	0.1
PU-241	σ_c	0.4	0.2
	σ_f	0.1	0.1
Na	σ_{tr}	0.2	0.2
	σ_c	0.1	0.1
	σ_{el}	0.2	0.2
	σ_{in}	0.2	0.2
Fe	σ_{tr}	0.3	0.2
	σ_c	0.1	0.1
	σ_{el}	0.2	0.2
	σ_{in}	0.4	0.2
FP-239	σ_c	0.4	0.4
Спектр деления	χ	0.3	0.3
Суммарная погрешность		1.9	0.72 (1.1)

Следует отметить, что наиболее информативными экспериментами по отношению к активной зоне реактора БН с МОКС топливом являются эксперименты, выполненные на реакторе SuperPhenix (с загрузкой по ^{239}Pu ~4 т и содержанием ^{240}Pu ~23%). По переданной нам конфиденциальной

информации можно оценить критичность пяти состояний SuperPhenix (при температуре 450К) с точностью примерно $\pm 0,5\%$. Размер ТВС, расчетные значения Доплер-эффекта и эффективности СУЗ очень близки для этих двух реакторов и, таким образом, можно ожидать, что максимальная погрешность определения $K_{эфф}$ для зоны реактора БН с МОКС топливом оценивается равной $\pm 0,5\%$. Однако окончательно величина расчетной погрешности может быть обоснована только в результате полномасштабного моделирования активной зоны реактора (на стенде БФС).

В таблице 3.20 приводятся результаты оценки константной погрешности в расчетах модели быстрого реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300. В расчетах учитывались неопределенности только тех сечений, которые вносят наибольший вклад в погрешность расчета.

Таблица 3.20 – Оценки погрешностей в расчетах модели реактора БРЕСТ

НФХ	Константная погрешность	
	Уровень «микроданных»	С учетом всех экспериментов
$K_{эфф}$	2,0%	0,8% (0,6% *)
АЗ	5,0%	3,3%
КР	5,0%	3,4%
ПЭР	0,6% $\Delta k/k$	0,4% $\Delta k/k$
Q(а.з.)	5%	3%

* - погрешность с учетом гипотетического эксперимента на БФС с нитридом

Суммарный вклад в погрешность $K_{эфф}$ за счет неопределенности в сечениях нуклидов и в спектре деления без учета интегральных экспериментов составляет $\sim \pm 2.0\%$. Учет экспериментов проведенных ранее на БФС позволил снизить эту погрешность до уровня, примерно, $\pm 0.8\%$. При этом погрешность в $K_{эфф}$ снизилась, в основном, за счет установления

дополнительных корреляций между погрешностями сечений различных изотопов. Без учета этих корреляций суммарная погрешность в $K_{эфф}$ составляет $\sim \pm 1.4\%$. Учет эксперимента на БФС с большим содержанием нитрида урана снижает погрешность в $K_{эфф}$ до уровня, примерно, $\pm 0.6\%$.

В таблице 3.21 приведены рассчитанные отдельные вклады в погрешность расчета величины $K_{эфф}$ модели реактора БРЕСТ от различных нейтронных данных, как без учета (уровень «микроданных»), так и с учетом интегральных и макроскопических экспериментов.

Таблица 3.21 – Основные вклады в погрешность расчета $K_{эфф}$ модели реактора БРЕСТ-300 за счет неопределенностей в сечениях нуклидов

Нейтронные данные		Вклад в суммарную погрешность без учета экспериментов, %	Вклад в суммарную погрешность после учета интегральных экспериментов, %
U-238	σ_c	0.9	0.6
	σ_f	0.3	0.2
	ν	0.1	0.1
	σ_{in}	0.7	0.3
PU-239	σ_c	0.3	0.2
	σ_f	1.1	0.6
	ν	0.4	0.4
N	σ_{el}	0.2	0.2
	σ_c	0.5	0.5
PB	σ_{tr}	0.7	0.6
	σ_c	0.2	0.2
	σ_{el}	0.1	0.1
	σ_{in}	0.4	0.3
FE	σ_c	0.2	0.1
	σ_{in}	0.4	0.2
FP-239	σ_c	0.4	0.4
Спектр деления	χ	0.3	0.3
Суммарная погрешность		± 2.0	± 0.8 (± 1.4)

Основной вклад в суммарную погрешность расчета дают следующие неопределенности в сечениях нуклидов: ^{238}U - σ_c , σ_{in} , ^{239}Pu - σ_f , ν , сечение захвата продуктов деления - σ_c , транспортное сечение для конструкционных материалов и теплоносителя и спектр деления - χ .

ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 3

Созданное константное обеспечение CONSYST/БНАБ с константами БНАБ-93 и БНАБ-РФ адаптировано ко всем современным расчетным методикам и, наряду с обеспечением групповыми константами инженерных расчетных программ, использующих детерминистические методы, обеспечены соответствующими ядерными данными и прецизионные программы, стохастические подходы на основе метода Монте-Карло.

Система подготовки констант CONSYST/БНАБ предусматривает обеспечение константами проблемно-ориентированных вычислительных комплексов, предназначенных для решения сложных взаимосвязанных задач:

- при расчетах инновационных проектов реакторов на быстрых нейтронах и радиационной защиты,
- при расчетах ядерной и радиационной безопасности при работах с ядерным топливом.

Помимо библиотек ядерных констант, необходимых для проведения нейтронно-физических расчетов, в системе содержится информация о погрешностях этих данных. Это обеспечивает возможность реалистической оценки погрешностей получаемых расчетных результатов и, тем самым, возможность минимизации запасов на возможные просчёты и повышения технологических и экономических показателей проектируемого оборудования, повышение безопасности вводимых в строй объектов ЯЭ.

Надежность созданного константного обеспечения подтверждена многочисленными результатами верификационных расчетов, выполненных

на основе сравнения результатов, полученных с использованием прецизионных программ метода Монте-Карло, с данными представительного набора экспериментов. Показано, что методическая погрешность, обусловленная использованием многогруппового приближения, не превышает $\pm 0,3\%$, а во многих случаях составляет менее $0,2\%$. Константная составляющая погрешности расчетов эффективного коэффициента размножения реакторных систем составляет около $\pm 0,5\%$.

Константное обеспечение CONSYST/БНАБ, созданное на современных ядерно-физических данных с привлечением современных вычислительных методов с адаптацией к современной вычислительной технике, покрывает основные потребности в ядерных данных, требующихся при расчетах характеристик безопасности практически всех ядерных и радиационно-опасных объектов современной атомной энергетики.

Рассмотрены приложения описанной методики с использованием системы ИНДЭКС к оценке погрешностей расчетов моделей активных зон перспективных быстрых реакторов – натриевого реактора типа БН-1200 и реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300. Оценки сделаны с использованием матриц погрешностей констант из библиотеки LUND, результатов расчетов и экспериментов из библиотеки LEMEX, коэффициентов чувствительности из библиотеки LSENS.

Одним из основных преимуществ системы ИНДЭКС, является то, что, наряду с оценкой ковариационной матрицы (2.9) полученных новых (откорректированных по результатам интегральных экспериментов) констант и вычисленных на её основе погрешностей результатов расчетов интересующих нас реакторно-физических характеристик по формуле (2.11), заложенные в ней методики дают возможность получить величины отдельных вкладов в погрешность расчета за счет отдельных типов сечений и нуклидов.

Рассмотрение величин вкладов и определение наиболее значимых дает возможность поставить задачу о повышении точности расчетов путем

планирования проведения дополнительных экспериментов, направленных на уточнение тех или иных ядерно-физических констант.

Рассчитаны отдельные вклады в погрешность расчета величины $K_{эфф}$ от различных нейтронных данных, как без учета (уровень «микроданных»), так и с учетом интегральных и макроскопических экспериментов.

Для перспективного натриевого реактора основной вклад в суммарную погрешность расчета дают следующие неопределенности в сечениях нуклидов: ^{238}U - σ_c , σ_{in} , ^{239}Pu - σ_f , ν , сечение захвата продуктов деления - σ_c , транспортное сечение для конструкционных материалов и теплоносителя - Σ_{tr} и спектр деления - χ .

Для реактора со свинцовым теплоносителем основной вклад в суммарную погрешность расчета дают следующие неопределенности в сечениях нуклидов: ^{238}U - σ_c , σ_{in} , ^{239}Pu - σ_f , ν , сечение захвата продуктов деления - σ_c , транспортное сечение для конструкционных материалов и теплоносителя, и спектр деления - χ .

Приведенные практические примеры использования системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ и системы ИНДЭКС показывают, что эти разработки соответствуют самому современному мировому уровню и по объему содержащихся данных не имеют аналогов за рубежом.

ГЛАВА 4. ПУТИ ДАЛЬНЕЙШЕГО РАЗВИТИЯ И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Файлы оцененных нейтронных данных являются фундаментальной информацией о свойствах ядерных взаимодействий нейтронов, фотонов, электронов. Основное практическое использование файлов оцененных нейтронных данных с детальными энергетическими зависимостями сечений на сегодня является их применение для разработки систем многогрупповых констант (БНАБ, EUROLIB, AMPX, MATXS, BUGLE, VITAMIN и др.), которые используются в практических расчетах всех типов реакторов, радиационной защиты, ядерной и радиационной безопасности.

Поэтому ещё многие годы задача развития и совершенствования константного обеспечения расчетов реакторных приложений будет актуальной.

Как было показано, разработка константного обеспечения расчетов быстрых реакторов связана со следующими основными стадиями работ:

- создание баз фундаментальной информации о физических свойствах материалов, включая оценку, отбор и компиляцию файлов оцененных нейтронно-физических данных различного типа;

- создание баз данных ядерно-физических многогрупповых констант для практического использования на основе переработки файлов оцененных данных;

- создание программных средств, обеспечивающих внедрение полученной ядерно-физической информации в научно-исследовательские, поисковые и проектные расчеты;

- и целым комплексом работ, обеспечивающих проверку надёжности расчётных предсказаний на основе этих данных, включая разработку методов и программ оценки погрешностей расчётных предсказаний, оценка и создание баз данных оцененных (бэнчмарк) экспериментов, разработка

библиотек ковариационных матриц погрешностей входных параметров, расчет чувствительностей и т.д.

Хотя все эти аспекты нейтронно-физических проблем реакторной физики неоднократно отмечались в материалах отраслевых конференций и в открытых публикациях, в том числе, и с участием автора данной работы [96,97], однако по всем этим направлениям нужно вести постоянную работу и совершенствование.

Ниже мы попытаемся выделить основные задачи, которые, как видится, должны быть решены при разработке и совершенствовании константного обеспечения расчетов быстрых реакторов будущих поколений.

4.1 Требования к константному обеспечению нового поколения

Константное обеспечение нового поколения (условно назовем его CONSYST-БР), как и описанное в данной работе, должно обязательно базироваться на российской национальной библиотеке файлов оценённых ядерных данных, фундаментом которой является РОСФОНД. Оно должно обеспечить возможность проведения высокоточных расчётов нейтронного и фотонного полей в ядерных реакторах, внутри и около-корпусном пространстве с использованием поточечного, подгруппового и многогруппового представления сечений взаимодействия излучений с веществом.

Константное обеспечение, естественно, должно содержать все необходимые данные для расчета нейтронных и фотонных полей, изменений нейтронно-физических характеристик по кампании реактора в зависимости от выгорания, параметров топливного цикла, радиационных характеристик отработавшего топлива, наработки и трансмутации целевых изотопов.

Как уже сказано, в основу нового поколения российской библиотеки оцененных нейтронных данных, рекомендованных для расчёта быстрых реакторов (условно назовём РОСФОНД-БР), полагается созданная версия национальной библиотеки оцененных нейтронных данных РОСФОНД-2010. Данные библиотеки РОСФОНД апробированы в ряде российских и

зарубежных лабораторий. Многие выявленные ошибки и недочёты устранены. Проведена валидация нейтронных данных по результатам нескольких сот критических экспериментов. Валидация нейтронных данных должна быть продолжена на основе экспериментов, возможно близких по нейтронным спектрам к проектируемым реакторам. К валидации должны быть привлечены не только данные о критических конфигурациях, но и данные по эффектам реактивности, распределению энерговыделения и чисел нейтронных реакций, по изменению нуклидного состава в процессе облучения и др. Весьма важной представляется верификация и валидация данных о выходах запаздывающих нейтронов и о выходах продуктов деления. Для создания полноценной библиотеки РОСФОНД-БР существующая версия библиотеки РОСФОНД-2010 должна быть пополнена данными других типов и дополнительно верифицирована.

4.2 Нейтронные данные

Должны быть подготовлены константы для расчетов, как с использованием детерминистических кодов, так и методом Монте-Карло (в поточечном, групповом и подгрупповом представлении в принятом международном ACE-формате).

Должна быть обеспечена возможность учёта эффекта Допплера непосредственно во время моделирования взаимодействия нейтрона с ядром вещества для любой температуры материала.

Раздел групповых констант должен содержать данные в многогрупповом (299 групп или более) представлении с учётом температурной зависимости сечений и включать f-факторы Бондаренко и подгруппы. Раздел констант в подгрупповом представлении должен содержать температурные зависимости подгрупповых параметров.

В области разрешённых резонансов, наряду с константами в подгрупповом представлении, библиотека должна включать в себя файлы резонансных параметров и детальных энергетических зависимостей сечений.

Должна иметься возможность задания произвольной верхней границы области термализации в диапазоне от 0 до примерно 5 эВ.

Учёт анизотропии рассеяния должен производиться не ниже, чем в P_5 -приближении.

4.3 Фотонные данные

Библиотека фотонных данных должна содержать полную информацию для описания взаимодействия фотонов в средах, содержащих все элементы от водорода до фермия включительно с энергиями от примерно 10 эВ до 20 МэВ. Библиотека должна содержать две группы данных: фотоатомные и фотоядерные. Фотоатомные данные должны содержать информацию по когерентному рассеянию (форм-факторы, функции рассеяния, анизотропия, аномальные эффекты и др.), некогерентному рассеянию, полному фотоэффекту и эффектам на оболочках, образованию электрон-позитронных пар и триплетов. Фотоядерные данные должны быть представлены полными сечениями, сечениями ядерных реакций, выходами вторичных частиц и их спектрами.

4.4 Данные о погрешностях оцененных нейтронных данных

Эти данные чрезвычайно важны. Они имеют чрезвычайно сложную структуру и в библиотеках оцененных данных предусмотрены форматы их представления. Однако методика оценки ковариационных данных до сих пор не устоялась и результаты оценок погрешностей, полученные разными специалистами в разных странах отличаются в несколько раз. Так, например, погрешности нейтронных сечений основных топливных нуклидов, следующие из ковариационных данных библиотеки JENDL-3, в 3-4 раза меньше следующих из ковариационных данных библиотеки ENDF/B-VII. Это только один из примеров. В России работы по оценке погрешностей оцененных данных были развёрнуты ещё в 70-е годы, раньше, чем в других странах. Данные представлялись в многогрупповой форме. Были разработаны соответствующие методики и первые систематизированные данные были составлены для основных материалов быстрых реакторов и

включены в библиотеку групповых констант БНАБ-78 [20,21]. Последние оценки, соответствующие погрешностям групповых констант БНАБ-93 собраны в файлах специальной библиотеки LUND системы ИНДЭКС. Однако накопленный опыт оценки константной составляющей расчётной погрешности показал, что развитого многогруппового представления ковариационных данных недостаточно. Требуется включение дополнительной информации о погрешностях расчёта факторов резонансной самоэкранировки, а не только групповых сечений. Здесь могут быть использованы результаты работы [101], где были получены оценки ковариационных матриц погрешностей факторов резонансной блокировки групповых нейтронных сечений для библиотеки констант БНАБ на основе файлов погрешностей резонансных параметров и с учетом дифференциальных экспериментов по измерению функций пропускания нейтронов и самоиндикации образцов. Эти данные особенно важны при оценке ядерной безопасности при выполнении технологических операций со смешанным уран-плутониевым топливом. Совершенствование представления ковариационных данных и пополнение ими библиотеки РОСФОНД должно быть продолжено.

4.5 Специальные константы

Специальные константы требуются для оценки некоторых весьма важных характеристик, в частности, скорости образования смещений атомов под воздействием нейтронного облучения, определяющей радиационную стойкость этих материалов и, в первую очередь, сталей оболочек ТВЭЛов, радиационная стойкость которых определяет допустимую глубину выгорания топлива в быстрых реакторах, а, следовательно, и их экономические показатели. Имеющиеся рекомендации по расчету СНА (среднего числа смещений каждого атома из кристаллической решетки) существенно различаются друг от друга (до 30% и более). В условиях столь высокой неопределённости установление единого стандарта является единственной возможностью для сравнения радиационных характеристик

расчётных значений СНА для различных реакторов и сравнения результатов этих расчётов с наблюдаемыми радиационными повреждениями материалов в действующих реакторах.

4.6 Практическое использование оцененных данных

Практическое использование оцененных данных в проектных расчётах – это сложный многоэтапный процесс. Прежде всего, оцененные данные из форматов их библиотечного представления должны быть переработаны в формы, адаптированные для существующих расчётных методик. Методы переработки далеко не всегда однозначны и существует целый ряд форм представления данных, адаптированных к разным расчётным методикам.

Таким образом, уже первый этап переработки оцененных данных в методико-ориентированные библиотеки, требует наличия целого комплекса перерабатывающих программ.

Прецизионные расчётные коды, такие как коды метода Монте-Карло с детальным описанием энерго-угловых зависимостей нейтронных и фотонных сечений, не требуют использования методико-ориентированных библиотек. Константное обеспечение этих кодов структурно наиболее просто. Здесь может быть использован опыт разработки широко распространённой, известной американской программы MCNP.

Поскольку для расчётного анализа интегральных экспериментов должны использоваться именно прецизионные коды, то для константного обеспечения работ по валидации оцененных данных по результатам интегральных экспериментов достаточно создания методико-ориентированных библиотек.

Как уже было отмечено, оценка погрешностей расчётных предсказаний является одним из основных результатов расчётно-аналитических работ по верификации и валидации расчётных программных комплексов и библиотек ядерно-физических констант. При этом важнейшую роль играют реакторно-физические эксперименты (проводимые на реакторах и физических стендах),

специально спланированные для целей верификации и повышения точности методов, констант и программ расчета реакторов.

Однако, информационная база, необходимая для валидации констант на основе интегральных экспериментов этим не исчерпывается – требуются так называемые «базы данных оцененных интегральных экспериментов», содержащие подробные описания условий проведения экспериментов, погрешности параметров экспериментальных устройств, погрешности самих экспериментальных результатов, расчётные задания для выполнения расчётов по основным прецизионным программам, результаты этих расчётов, чувствительности результатов экспериментов к тем константам, которые подлежат валидации и прочее. Для получения некоторых из этих данных в создаваемых расчётных кодах необходимо предусмотреть специальные модули как, например, модули расчёта коэффициентов чувствительности, что требует использования специальных алгоритмов и модернизации программ.

4.7 Валидация и верификация константного обеспечения

Работа по валидации и верификации константного обеспечения многопланова. В результате этой работы должен решаться целый комплекс задач – выявление неточностей в используемых данных с целью их дальнейшего устранения; выявление и устранение неточностей в описаниях интегральных экспериментов; оценка погрешностей констант; оценка погрешностей результатов расчётов на основе этих констант.

Для решения этих задач требуется и совершенствование расчётных методик и разработка более современного программного обеспечения. Требуется пополнение банка интегральных экспериментов новыми данными, получаемыми как при моделировании проектируемых установок, так и в процессе их эксплуатации после пуска. Существенными также могут оказаться получаемые из за рубежа данные в результате международного сотрудничества.

4.8 Константное обеспечение инженерных кодов

Важным этапом работ является разработка константного обеспечения инженерных кодов, рекомендуемых для расчётов разрабатываемых ЯЭУ. На этом этапе требуется дополнительная переработка констант из методико-ориентированных библиотек в инженерно-ориентированные библиотеки. Современная вычислительная техника открывает возможности для кардинального повышения точности расчётов реакторов в диффузионном приближении, используемом в большинстве современных инженерных программ расчёта реактора. Это может быть достигнуто путём разработки усовершенствованных методов подготовки констант для диффузионных расчётов, устраняющих погрешности диффузионного приближения для разрабатываемого реактора. Повышение точности быстродействующих диффузионных кодов особенно важно для повышения надёжности результатов оптимизационных расчётов.

4.9 Константное обеспечение расчетов ядерной и радиационной безопасности

Разработка константного обеспечения расчетов по обоснованию ядерной и радиационной безопасности во вне реакторной части топливного цикла является важной самостоятельной задачей. Кроме нейтронных и фотонных данных, используемых при расчётах реакторов и их радиационной защиты здесь требуются и ядерные данные совершенно других типов – выходы продуктов деления, схемы радиоактивного распада ядер, характеристики испускаемого при распадах излучения, сечения образования долгоживущих радионуклидов в цепочках нейтронных реакций и прочее. Хотя по объёму информации ядерные данные этих типов менее объёмны, чем основные нейтронные данные, степень их надёжности и готовности к включению в библиотеку оцененных данных РОСФОНД гораздо ниже. К числу данных, требуемых для расчётного сопровождения установок вне реакторной части топливного цикла относятся и константы и программы, позволяющие проводить оценку глубины выгорания ОТВС

неразрушающими методами, что весьма важно для оптимизации условий их транспортировки и переработки.

4.10 Разработка ориентированных библиотек данных

Выполнение практических расчетов и верификационных исследований требует использования целого ряда библиотек констант и баз данных экспериментов.

Требуется создание ориентированных (специализированных) библиотек констант:

- Базовая библиотека оцененных нейтронных данных и ковариационных матриц погрешностей.
- Базовая библиотека оцененных выходов продуктов деления.
- Базовая библиотека оцененных данных о взаимодействии фотонов с веществом.
- Базовая библиотека многогрупповых нейтронных констант, необходимых для расчёта критичности, нейтронных полей и их функционалов.
- Базовая библиотека многогрупповых констант взаимодействия фотонов с веществом.
- Базовая библиотека характеристик радиационного распада радионуклидов.
- Базовая библиотека констант взаимодействия альфа-частиц с веществом, необходимых для расчёта (α, n) – реакций.
- Библиотека ковариационных матриц погрешностей нейтронных констант.
- Библиотека плотностей и составов химических соединений и сплавов, используемых в реакторостроении и на объектах внешнего топливного цикла с указанием погрешностей.

Для проведения верификационных расчётов потребуются библиотеки расчётных заданий для тестовых задач, а для валидации результатов расчётов, например, радиационной обстановки необходимо создание библиотеки соответствующих бенчмарк-экспериментов.

Все эти данные должны пройти верификацию и должны быть рекомендованы специалистами для использования в соответствующих расчетах.

4.11 Детальное описание энергетического поведения сечений

Данный подход используется только в расчётах методом Монте-Карло. В отличие от файлов оцененных данных, в которых поведение нейтронных сечений в структурно наиболее сложной резонансной области описывается параметрически, для расчётов методом Монте-Карло все энергетические зависимости сечений описываются поточечно. Энергетические сетки, на которых задаются нейтронные или фотонные сечения различны для разных нуклидов. Имеются различные подходы к описанию физических процессов. Для описания структуры сечений в области неразрешенных резонансов, где детальный ход сечений неизвестен, применяется либо непосредственное моделирование резонансов на основе средних резонансных параметров, либо так называемый метод подгрупп, либо, близкий к нему, метод вероятностных таблиц. Для описания угловых распределений используются различные их представления, как в виде разложений по полиномам Лежандра, либо дискретные представления в виде задания равновероятных интервалов по косинусу угла рассеяния, или в виде суммы взвешенных дельта-функций. Энергетические распределения рассеянного излучения рассчитываются при заданном угле рассеяния либо по аналитическим формулам, либо определяются заданием дискретных энерго-угловых распределений с указанием законов интерполяции. Построение таких распределений на основе файлов оцененных данных нередко сопряжено со значительными трудностями, поскольку предусмотренные в файлах законы распределения не всегда обеспечивают сохранение вероятности рассеяния и в интерполированных распределениях можно получить не физические значения. Т.е. задача формирования библиотек данных, ориентированных на детальное описание энергетического хода сечений (наиболее близких по структуре к файлам оцененных данных), не является однозначно определённой.

4.12 Комбинированное представление

Комбинированное представление ядерно-физических констант, предлагаемое для реализации в программах расчёта методом Монте-Карло, состоит в том, что для каждого нуклида данные о нейтронных сечениях в области энергий, где сечения плавно зависят от энергии, представляются в стандартной многогрупповой форме. В области неразрешенных резонансов и в той части области разрешенных резонансов, в которой индивидуальные особенности резонансов не существенны для расчётных результатов, структура сечений описывается методом подгрупп, а там, где учёт детального поведения сечений существенен (или может быть существенным) – сечения описываются детально на оптимизированных для каждого нуклида сетках. В области низких энергий, где существенен учёт связи атомов в молекулах и кристаллах, используется параметрический или многогрупповой подход. Анизотропия упругого рассеяние нейтронов и комптоновского рассеяние фотонов во всей энергетической области может описываться так же, как при детальном описании энергетического поведения сечений. Энергетические распределения рассеянного излучения в этих случаях однозначно определяются угловыми распределениями. Анализ показывает, что в областях, где может быть целесообразно детальное описание сечений, неупругие процессы (кроме деления и поглощения) несут незначительный вклад и сложнейшая проблема интерполяции энерго-угловых распределений снимается.

4.13 Программы подготовки констант для расчётных кодов

Универсальные (фундаментальные) методико-ориентированные библиотеки констант могут непосредственно или со сравнительно небольшими алгоритмическими и форматными преобразованиями использоваться лишь в прецизионных кодах метода Монте-Карло, в которых детально описываются не только энергетические зависимости сечений, но и пространственные зависимости ядерных концентраций. В серийных инженерных расчётах нет нужды в детальном описании нейтронных полей в

окрестности каждого тепловыделяющего элемента, да еще и с детализированной разбивкой по высоте. При проектировании реактора и оптимизации его конструкции вполне достаточно знания энерговыделения, чисел нейтронных реакций, усреднённых по достаточно протяженным отрезкам тепловыделяющих сборок. Даже в этом случае число рассматриваемых пространственных зон измеряется в реальных проектах десятками и сотнями тысяч. Однако даже эта упрощенная постановка задачи резко усложняет процедуру подготовки констант к расчёту. В ней должно быть предусмотрено усреднение констант по энергетическим группам с учётом резонансной структуры сечений и по объёму выделенных укрупнённых зон с учётом их внутренней структуры – с учётом так называемых «гетерогенных эффектов». Если учёт резонансной самоэкранировки сечений в гомогенных средах алгоритмически оказывается сравнительно простым, то для учёта гетерогенных эффектов на стадии подготовки констант к расчёту реактора в целом должны выполняться расчёты отдельных ячеек гетерогенных структур, образующих реактор в целом. Эти расчёты могут выполняться с разной степенью строгости учёта внутренних структур ячеек. Современная точность нейтронных данных и возможности вычислительной техники побуждают использовать для этой цели более совершенные методы, чем которые традиционно использовались до сих пор.

Большинство проектных расчётов проводится с использованием на порядок меньшего числа энергетических групп, чем число групп в базовой библиотеке. Свертка мультигрупповых констант (299 групп или более) в 11-20 групп и менее, что достаточно для инженерных расчётов конкретного реактора, может проводиться так, что сокращение числа групп никак не скажется на конечных результатах. Методики таких сверток разработаны и надёжно апробированы. Существенные погрешности в результаты инженерных расчётов вносит используемое в этих расчётах диффузионное приближение. Поправки на погрешности диффузионного приближения

вносятся в конечные результаты расчётов на основе рекомендаций, выработанных в процессе верификации диффузионных кодов. Между тем и в диффузионном приближении могут быть получены точные результаты, если в расчёте использовать специально подобранные коэффициенты диффузии или транспортные сечения. Подбор эффективных коэффициентов диффузии может быть выполнен в предварительных расчётах типичных бенчмарк-моделей проектируемого реактора.

В качестве одного из путей совершенствования системы константного обеспечения и дальнейшего её развития может быть рассмотрено, например, объединение в связке с новой развивающейся системой константного обеспечения РОКОКО [99,100] для расчётов методом Монте-Карло.

4.14 Разработка константного обеспечения для оценки погрешностей расчётов

Разработка константного обеспечения для оценки погрешностей расчётных предсказаний является самостоятельной задачей. Необходимость обеспечения ядерной безопасности при обращении с ядерным топливом (недопущение критичности и СЦР) и высокой точности расчёта критических характеристик реакторов и вне реакторного оборудования, содержащего топливные материалы, общеизвестна. Разработка реакторов с неизменяемой в процессе кампании критичностью и, соответственно, с чрезвычайно малым запасом регулируемой реактивности (обеспечивающим условия так называемой “естественной безопасности”) ставит новую задачу – обеспечить высокую точность не только k_{eff} , но и производной k_{eff} по выгоранию (с учётом процедуры переработки ОЯТ и перегрузок активной зоны). Для оценки константной составляющей расчётной погрешности необходимо снабжение программных кодов так называемыми ковариационными матрицами погрешностей констант, полученными с учётом результатов анализа интегральных экспериментов. Для оценки технологической составляющей погрешности требуется создание базы данных о погрешностях составов и плотностях использующихся материалов при различных

температурах и накопленных флюенсах. Здесь требуется разработка специальных методов и кодов расчёта погрешностей нейтронно-физических характеристик разрабатываемых реакторов.

4.15 Разработка баз данных интегральных экспериментов

Роль макроэкспериментов, о которых уже много говорилось, и задача создания баз данных оцененных интегральных и реакторно-физических экспериментов не менее важны для обеспечения надёжности расчётных предсказаний, как и роль библиотек оцененных ядерных данных. Разработка баз данных интегральных экспериментов является одной из важнейших самостоятельных задач. На ранних этапах развития атомной энергетики, когда объём экспериментальной информации о нейтронных данных был весьма скуден, реакторы сооружались, главным образом, на основе данных интегральных экспериментов. Расчёты по ядерным данным использовались, главным образом, для того, чтобы спроектировать такие эксперименты, а затем измеренные в них характеристики использовались в проектных разработках. В настоящее время полнота и точность оцененных нейтронных данных неизмеримо возросли, тем не менее, погрешности расчётных предсказаний, обусловленные неточностью знания нейтронных данных, остаются неприемлемо большими (около 1% в k_{eff} быстрых реакторов). Учёт интегральных экспериментов позволяет снизить эту погрешность в 3-5 раз и довести её до приемлемой величины (порядка 0,3%, т.е. порядка или меньше $\beta_{\text{эфф}}$). В оценке эффектов реактивности, являющихся малыми разностями больших чисел, расчётные погрешности, естественно, ещё больше и поскольку эффекты реактивности определяющим образом влияют на характеристики ядерной безопасности реакторов, роль интегральных экспериментов повышается.

Для того чтобы учесть результаты интегральных экспериментов, необходимо, прежде всего, собрать всю необходимую информацию о результатах этих экспериментов, условиях их выполнения, о результатах расчёта наблюдавшихся величин; о чувствительностях этих результатов к

используемым при расчёте ядерным данным; о чувствительностях к параметрам эксперимента. Базы данных как раз и предназначены для хранения всей этой информации. Отметим, что кроме этого требуются базы данных дополнительной физической информации, как, например, [102].

Перечислим базы данных каких экспериментов требуются и каково состояние дел с требующейся для их заполнения информацией.

4.15.1 Критические эксперименты в обоснование ядерной безопасности

В настоящее время в международном справочнике по критической безопасности ICSBER Handbook содержится текстовая информация об условиях выполнения более 4500 критических экспериментов. Приведены расчётные модели – бенчмарк-модели этих экспериментов для широко использующихся программ расчёта критичности (для программ MCNP и MMKK). Экспериментальные результаты – значения k_{eff} приведены к условиям этих моделей (и порой заметно отличаются от единицы). Однако ICSBER Handbook не является базой данных, к которой можно было бы обратиться для решения задачи об оценке погрешностей расчётных предсказаний; он содержит только часть необходимой для этой цели информации. Необходимо, прежде всего, отобрать из всех описанных в ICSBER Handbook экспериментов те, что целесообразно использовать при оценке точности расчётных предсказаний. Расчётные модели отобранных экспериментов в форме расчётных заданий для основных кодов прецизионного расчёта критичности должны быть включены в базу данных в форме, позволяющей провести серийные расчёты любого набора из включенных в базу экспериментов.

База данных должна включать также коэффициенты чувствительности k_{eff} к использующимся при расчётах нейтронных данных и коэффициенты чувствительности к параметрам экспериментов. Знание последних позволяет пересмотреть оценки погрешностей экспериментальных результатов с

использованием современных методов оценки чувствительностей. Для расчёта чувствительностей должны содержаться соответствующие модули. База данных должна включать и результаты расчётов k_{eff} по прецизионным программам.

4.15.2 Измерения на критических сборках

Такого рода экспериментальные данные концентрируются в международном справочнике по реакторно-физическим экспериментам IRPhEP Handbook. В частности, в настоящее время в нём содержатся описания и результаты экспериментов, выполненные на зарубежных быстрых критических сборках (ZPPR) столь большого объёма, что на российских стендах БФС нет возможности их продублировать. Эти результаты представляют существенный интерес для обоснования проектов российских инновационных быстрых реакторов и должны учитываться при анализе. Справочник IRPhEP Handbook постоянно пополняется многими другими экспериментами на быстрых критических сборках, выполнявшимися в разное время в разных странах. Структурно база данных близка к базе данных критических экспериментов. Главным отличием является то, что на каждой сборке измерялась не одна величина (k_{eff}), а множество отношений сечений и отношений коэффициентов реактивности, пространственные распределения скоростей нейтронных реакций, эффекты реактивности, связанные с перемещением стержней регулирования, утечкой натрия. Измерялись времена жизни мгновенных нейтронов, эффективные доли запаздывающих нейтронов и др. В базе данных должны содержаться результаты всех этих измерений, их погрешности и коэффициенты корреляции между этими погрешностями, т.к. погрешности результатов измерений на разных критических сборках зачастую оказываются сильно скоррелированными за счёт использования одной и той же измерительной аппаратуры и одинаковых нормировочных множителей. Как и в случае критических экспериментов, данная база данных должна содержать

коэффициенты чувствительности каждой из измерявшихся величин к использовавшимся при расчёте константам. Следовательно, должны быть предусмотрены модули расчёта соответствующих коэффициентов чувствительности. Это может быть реализовано, в частности, с использованием обобщённой теории возмущений, хотя имеются и другие возможности расчёта этих величин. В качестве основы для создания такой базы данных может быть принята база BFSEDB экспериментов на БФС.

На рисунке 4.1 дана краткая информация о проектах ICSBER и IRPhEP.

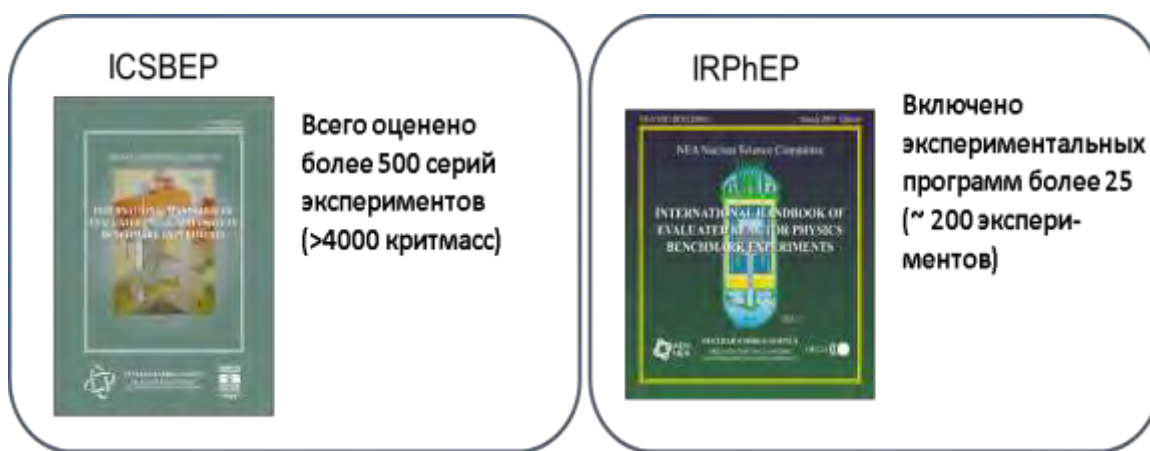


Рисунок 4.1 – Информация о проектах ICSBER и IRPhEP

4.15.3 Эксперименты на энергетических реакторах

Эксплуатация энергетических быстрых реакторов неизбежно сопровождается накоплением большого экспериментального материала. В процессе эксплуатации определяются различные эффекты реактивности в зависимости от загрузки активной зоны и глубины выгорания. На определённых этапах проводятся измерения энерговыделения по активной зоне, измеряются характеристики нейтронного потока в труднодоступных участках реактора, содержащих несменяемые конструкции. Сохранение этой информации и характеристик реактора, при которых проводились измерения, представляет важнейшую задачу и при правильном использовании позволяет существенно повысить надёжность прогнозирования свойств реактора при внесении в него каких-либо изменений. В качестве основы для создания

таких баз данных может быть принята база данных ModExSys, созданная для сопровождения реактора БН-600. Целесообразным может быть включение в эту базу данных и данных о модельных экспериментах на стендах БФС, проводящихся в обоснование проектов быстрых энергетических реакторов, в том числе, зарубежных, например, корейского реактора KALIMER и китайского CEFR.

4.15.4 Эксперименты по определению изменения нуклидного состава топлива

Эксперименты такого рода проводились на реакторах БР-10, БН-350, БОР-60, БН-600. Готовых детальных оценок этих экспериментов не имеется. Требуется на основе сохранившейся скудной отчётной документации восстанавливать данные для построения бенчмарк-моделей этих экспериментов, приводить найденные экспериментальные данные к условиям этих моделей, оценивать погрешности результатов. Эти этапы работы необходимо предусмотреть, иначе драгоценные экспериментальные данные будут утрачены.

4.15.5 Эксперименты по радиационной защите

Несмотря на то, что экспериментов такого рода выполнялось огромное количество, их удовлетворительных описаний и оценок сохранилось немного. Некоторые отечественные и зарубежные данные частично собраны сейчас в базе данных SINBAD, частично помещены в ICSBER Handbook. Как мы видели, частично эти эксперименты были использованы для верификации и валидации констант БНАБ-РФ и файлов РОСФОНД. Однако организованная работа в этом направлении отсутствует. Требуется работа по сбору и оценке сохранившейся информации.

4.16 База данных технологических погрешностей

Технологические погрешности расчётных результатов определяются погрешностями размеров и ядерных концентраций, принимаемых в моделях рассчитываемых реакторов. Для их реалистичной оценки необходимо

собрать в единую согласованную с конструкторами базу данных имеющуюся информацию о погрешностях составов сталей, погрешностях в плотностях и составах топливных композиций, погрешностях в изотопном составе загружаемого топлива и т.п. В неё могут быть занесены также и основные неопределённости в размерах элементов активной зоны на различных этапах работы реактора.

4.17 Методы анализа расхождений и оценка погрешностей расчётов

Как уже подчеркивалось, методы статистического анализа расхождений между результатами макроскопических экспериментов и данными расчёта измерившихся величин получили развитие именно в нашей стране, в первую очередь, в работах Л.Н.Усачёва и др. Необходимые для этого анализа данные о погрешностях нейтронных констант и корреляциях между ними в ГНЦ РФ-ФЭИ начали оцениваться давно.

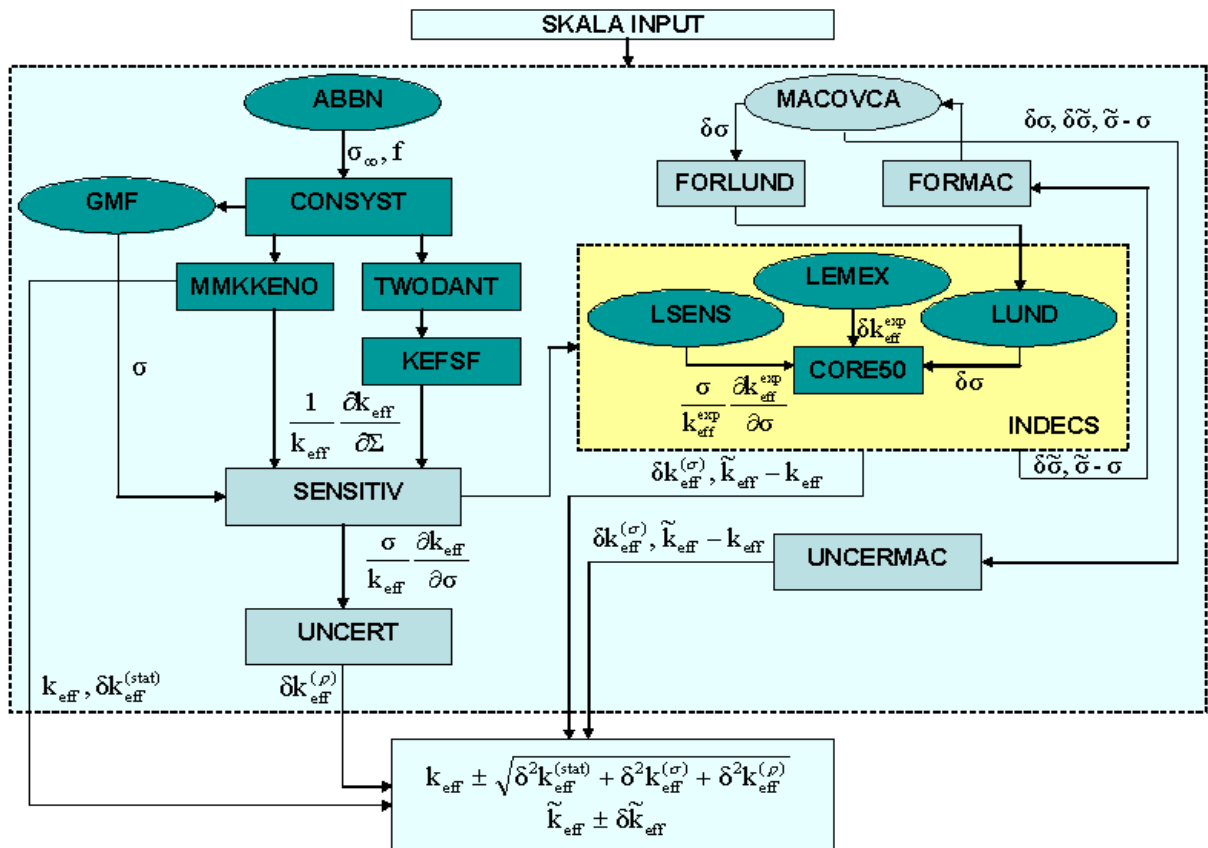


Рисунок 4.2 – Структура профиля системы СКАЛА «критичность»

Сегодня на практике для реакторов БН применяется методика, развитая в системе программ и архивов ИНДЭКС. Также развивается новая методика на основе статистического метода GRS в коде TRIUM. То, что программы расчёта НФХ реакторов должны выдавать результаты с указанием их погрешностей, в настоящее время является общепризнанным и примером этого является система кодов СКАЛА [66], созданная в ГНЦ РФ-ФЭИ. На рисунке 4.2 показана структура профиля системы СКАЛА «критичность», где в качестве результата, наряду с расчетным значением $K_{эфф}$, выдается его погрешность.

Однако единообразия здесь нет, базы данных для оценки погрешностей и методики их оценки, используемые специалистами разных стран, существенно различаются. По-видимому, требуются совместная с международным сообществом работа по совершенствованию этих методик.

Повышение точности расчётных предсказаний является наиболее важной и главной задачей анализа. Несмотря на то, что в результате процедуры минимизации расчётно-экспериментальных расхождений, смещения нейтронных данных оказываются малыми (по сравнению с погрешностями этих данных) и сами погрешности существенно не сокращаются, между этими погрешностями устанавливаются сложные корреляции, учёт которых и обеспечивает повышение точности расчётных предсказаний. Так, результаты анализа экспериментов по критичности растворов урана, и плутония, выполненные на основе данных справочника ICSBER Handbook, показали, что погрешности расчёта k_{eff} в аппаратах химической переработки облучённого топлива снижается с 1.2% до 0.2%, что позволяет резко снизить запасы, гарантирующие подкритичность подобных установок. Аналогичные эффекты наблюдаются и при анализе экспериментов на быстрых критсборках, где имеются ещё большие дополнительные возможности для повышения точности расчётных предсказаний (не только k_{eff} , но и других НФХ).

Корректировка констант является традиционной целью статистического анализа расчётно-экспериментальных расхождений и состоит в том, чтобы на основе этого анализа уточнить собственно нейтронные данные, т.е. в результате такого анализа могут быть получены основания для отбора из имеющихся оценок нейтронных данных тех, что наилучшим образом описывают результаты макроэкспериментов. Что касается собственно корректировки самих нейтронных данных и внесения в них поправок на основе проведенного анализа, то, по-видимому, такая цель может быть поставлена только для ориентированных библиотек данных (например, по типу реактора).

Надо сказать, что не все наблюдаемые расхождения между расчетом и экспериментом можно объяснить имеющимися погрешностями в константах. Так, до сих пор остаются необъясненными наблюдаемые расхождения в распределениях чисел деления, измеренные в экспериментах, выполненных в ФЭИ на сборке БФС-62-3А, и в экспериментах CIRANO ZONA2В, выполненных на стенде MASURCA во Франции. На рисунках 4.3 и 4.4 показаны наблюдаемые отклонения расчета от эксперимента.

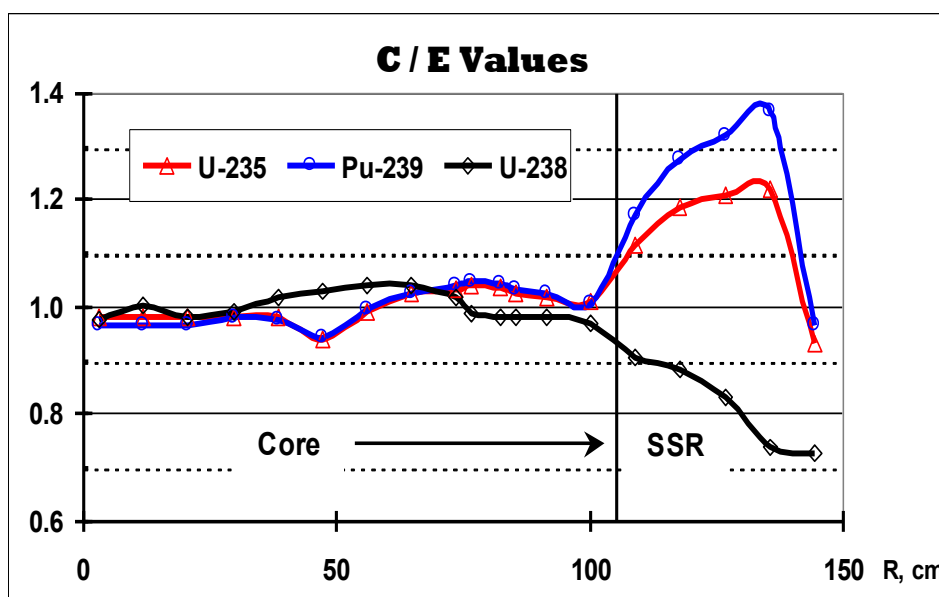


Рисунок 4.3 – Расхождения в распределениях чисел деления в экспериментах БФС-62-3А

Далее, в статистический анализ экспериментов, наряду с нейтронными константами, могут быть включены и измерявшиеся параметры экспериментов, вариации которых должны выполняться при условии строгого обеспечения критичности. Эти условия обеспечиваются в методе наименьших квадратов путём введения так называемых «неопределённых множителей Лагранжа». Примером такого подхода может служить работа [67], где представлены результаты применения этого метода.

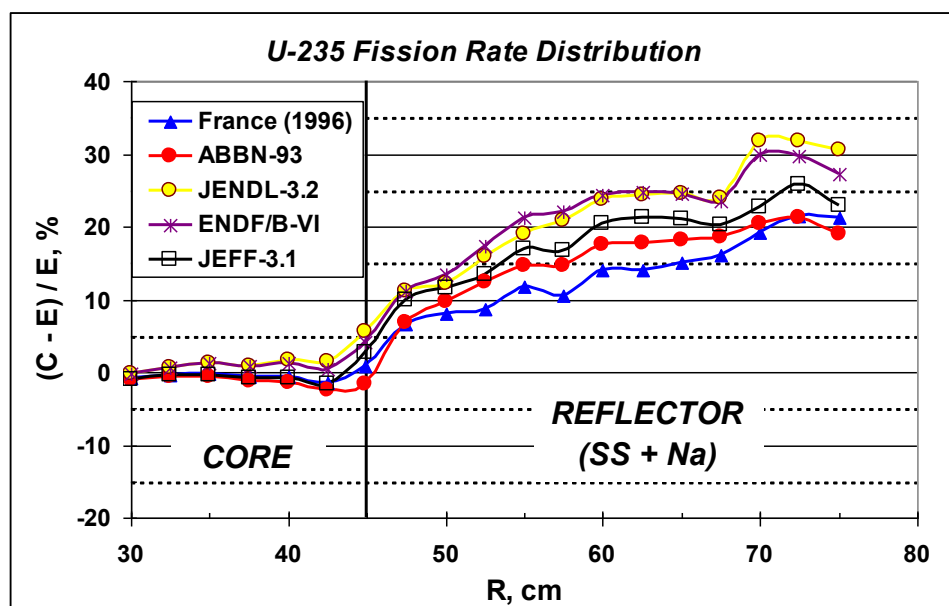


Рисунок 4.4 – Расхождения в распределениях чисел деления в экспериментах CIRANO ZONA2B

4.18 Международное сотрудничество, формирование потребностей в ядерных данных, планирование новых экспериментов

Конечно же, работа по совершенствованию констант и программ должна вестись с учетом международного уровня решения проблемы и в рамках сотрудничества с разработчиками аналогов в других странах, в частности, в рамках сотрудничества с OECD/NEA/NSC. Одним из примеров такового участия России в международных проектах являются ICSBER и IPhEP проекты.

Как было показано выше, одним из основных преимуществ реализованного в системе ИНДЭКС подхода является возможность получить

величины отдельных вкладов в погрешность расчета за счет отдельных типов сечений и нуклидов. На их основе и определении наиболее значимых вкладов можно сформировать лист потребностей (первоочередных и второстепенных) по проведению экспериментальных работ, направленных на снижение этих вкладов и, таким образом, повышение точности расчетов. Такая работа ранее велась в МАГАТЭ, а сейчас ведется в OECD/NEA (по формированию так называемого «High Priority Request List» (HPRL) [103]). Участие российских специалистов в этой работе, к сожалению, минимальное.

Что касается оценки точности расчётов с учётом интегральных и реакторно-физических экспериментов, которые пока не выполнены, но могли бы быть выполнены, проведение такой оценки позволяет количественно определить то, к какому уточнению приведут планируемые эксперименты и тем самым обосновать необходимость этих экспериментов или, наоборот, убедиться в их практической бесполезности. Такая работа должна обязательно проводиться перед постановкой эксперимента.

ВЫВОДЫ К ГЛАВЕ 4

В данном разделе рассмотрены пути и выделены основные задачи, которые должны быть решены, при разработке будущих систем константного обеспечения расчетов быстрых реакторов.

За рубежом, ни в одной стране, развивающей атомную энергетику, в настоящее время ещё не создано интегрированной системы кодов для комплексного расчета объектов атомной энергетики, однако в этом направлении ведется интенсивная работа. Об этом свидетельствуют материалы международных конференций GLOBAL, PHYSOR, M&C, ND (2003-2016 гг.).

В настоящее время под эгидой OECD/NEA работают международные группы экспертов по использованию результатов интегральных экспериментов и оценке погрешностей результатов комплексных расчетов

ядерных реакторов, координирующая работы, ведущиеся в разных странах (в том числе, в России). Первыми результатами деятельности рабочих групп OECD/NEA WPES, SG33, SG34,...SG39 явились оценки погрешностей расчетного предсказания физических характеристик водо-водяных реакторов (PWR, BWR, VVER) и модели быстрого натриевого реактора (SFR).

Изложенное показывает, что постановка задачи развития, совершенствования и создания нового поколения системы кодов для расчетного обоснования ЯЭУ является весьма актуальной и включение в эту систему унифицированной подсистемы константного обеспечения CONSYST/БНАБ на базе файлов РОСФОНД и библиотек групповых констант БНАБ, и системы ИНДЭКС, позволяющей реалистично оценивать погрешности расчетных предсказаний, является актуальной и необходимой задачей.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертации автором обобщены выполненные научные исследования по вопросам разработки, совершенствования и верификации константного и программного обеспечения нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов, радиационной защиты и топливного цикла, включая расчеты ядерной и радиационной безопасности.

В процессе исследований был выполнен большой объем расчетно-аналитических работ, в результате чего разработана система константного обеспечения CONSYST/БНАБ для использования в нейтронно-физических расчетах быстрых реакторов и радиационной защиты, включая расчеты параметров ядерной безопасности и топливного цикла. Создан вычислительный программный комплекс CONSYST, обеспечивающий использование и внедрение библиотек многогрупповых ядерно-физических констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ в практические расчеты.

Одной из наиболее важных особенностей разработанных программных средств, предназначенных для расчетов быстрых реакторов, является обеспечение единой привязки к константной базе на единой методической основе, что обеспечивается использованием модулей и программ комплекса CONSYST подготовки данных к физическим расчетам и библиотек многогрупповых констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ.

Созданное константное обеспечение CONSYST/БНАБ адаптировано к современным расчетным методикам и покрывает основные потребности в ядерных данных, требующихся при расчетах характеристик безопасности всех ядерных и радиационно-опасных объектов атомной энергетики.

Надежность созданного константного обеспечения подтверждена многочисленными результатами верификационных расчетов, выполненных на основе сравнения результатов, полученных с использованием прецизионных программ метода Монте-Карло, с данными представительного

набора экспериментов. Показано, что методическая погрешность, обусловленная использованием многогруппового приближения, не превышает $\pm 0,3\%$, а во многих случаях составляет менее $0,2\%$. Константная составляющая погрешности расчетов эффективного коэффициента размножения реакторных систем составляет около $\pm 0,5\%$.

Созданное программно-методическое обеспечение на базе вычислительной системы ИНДЭКС может служить проверенной базой для оценки точности расчетного предсказания характеристик объектов ЯЭУ новых поколений на основе анализа накопленного за многие десятилетия опыта расчетно-экспериментальных исследований. Развитая методика успешно применялась для оценки погрешностей расчетного предсказания характеристик многих действующих и проектируемых моделей быстрых реакторов.

Получены оценки погрешностей расчетного предсказания важных нейтронно-физических характеристик моделей перспективных быстрых реакторов. Показано, что основной вклад в полную погрешность расчета вносят неопределенности в используемых ядерно-физических константах и существенное снижение погрешности расчетов может быть достигнуто за счет привлечения результатов уже выполненных или планируемых реакторно-физических экспериментов на критических сборках, физических стендах и действующих реакторах.

Разработаны методики и алгоритмы учета этой информации в виде вычислительного программного комплекса CORE, библиотек результатов экспериментов и расчетов LEMEX и LSENS, и ковариационных матриц погрешностей групповых констант LUND, объединенных в вычислительную систему ИНДЭКС.

Рассмотрены приложения описанной методики с использованием системы ИНДЭКС к оценке погрешностей расчетов моделей активных зон перспективных быстрых реакторов – натриевого реактора типа БН-1200 на нитридном топливе и реактора со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-300 с

использованием матриц погрешностей констант из библиотеки LUND, результатов расчетов и экспериментов из библиотеки LEMEX, коэффициентов чувствительности из библиотеки LSENS.

Одним из основных преимуществ системы ИНДЭКС, является то, что, наряду с оценкой ковариационной матрицы откорректированных по результатам интегральных экспериментов констант и вычисленных на её основе погрешностей результатов расчетов интересующих нас реакторно-физических характеристик, заложенные в ней методики дают возможность получить величины отдельных вкладов в погрешность расчета за счет отдельных типов сечений и нуклидов. Рассмотрение величин вкладов и определение наиболее значимых дает возможность поставить задачу о повышении точности расчетов путем планирования проведения дополнительных экспериментов, направленных на уточнение тех или иных ядерно-физических констант.

Рассчитаны отдельные вклады в погрешность расчета величины $K_{эфф}$ от различных нейтронных данных, как без учета (уровень «микроданных»), так и с учетом интегральных и макроскопических экспериментов.

Для перспективного натриевого реактора и реактора со свинцовым теплоносителем основной вклад в суммарную погрешность расчета дают следующие неопределенности в сечениях нуклидов: ^{238}U - σ_c, σ_{in} , ^{239}Pu - σ_f, ν , сечение захвата продуктов деления - σ_c , транспортное сечение для конструкционных материалов и теплоносителя и спектр деления.

Приведенные практические примеры использования системы константного обеспечения CONSYST/БНАБ и системы ИНДЭКС показывают, что эти разработки соответствуют самому современному мировому уровню и по объему содержащихся данных не имеют аналогов.

Система константного обеспечения CONSYST/БНАБ, в виде программного комплекса CONSYST и баз данных ядерно-физических констант БНАБ и файлов РОСФОНД, в комплексе с системой программ и архивов данных ИНДЭКС, представляет собой надежную методическую базу

для обеспечения надежными константами нейтронно-физических расчетов быстрых реакторов и получения, наряду с величинами физических характеристик, обоснованной оценки погрешностей расчетных результатов.

По результатам работы получено 14 свидетельств о государственной регистрации программ для ЭВМ и баз данных ядерно-физических констант [74,75,104-115]. В Приложении представлены копии полученных свидетельств.

В результате исследований, выполненных в рамках данной диссертационной работы, решена научная проблема, имеющая важное научное и народно-хозяйственное значение. Разработана, научно обоснована и реализована на практике, внедрена в проектные расчеты система константного обеспечения CONSYST/БНАБ, представляющая собой замкнутую методическую базу на основе комплекса вычислительных программ CONSYST и библиотек ядерно-физических многогрупповых констант БНАБ-93 и БНАБ-РФ, что дает возможность проведения высокоэффективных и высокоточных расчетов моделей и проектов быстрых реакторов, радиационной защиты, параметров ядерной и радиационной безопасности, и топливного цикла. Единая методическая основа при проведении нейтронно-физических расчетов обеспечивает прозрачность процедуры получения расчетных результатов, надежность их верификации, и получение гарантированной точности расчетных результатов.

Предложенные научно обоснованные методики по оценке и повышению точности расчетных предсказаний физических характеристик быстрых реакторов, параметров ядерной безопасности и топливного цикла, способствуют повышению эффективности, надежности и безопасности действующих и проектируемых, и новых перспективных реакторных установок, и объектов атомной энергетики.

Внедрение полученных научных результатов и предложенных методик способствует повышению конкурентоспособности и независимости Российских технологий на мировом рынке.

Таким образом, поставленные задачи решены и цели достигнуты.

Благодарности

В разработке и апробации представленных в диссертации программных средств и баз данных приняли участие большой коллектив авторов, чей труд и знания позволили успешно выполнить поставленные задачи. Особую искреннюю благодарность я хотел бы выразить доктору физ.-мат. наук, профессору М.Н.Николаеву, который является одним из основоположников системы БНАБ и оказывал постоянную помощь и внимание к работе; сотрудникам А.М.Цибуле, М.Ю.Семенову, В.Н.Кошечеву, В.А.Грабежнову, К.Ф.Раскачу, Г.М.Жердеву, Е.В.Рожихину, С.М.Беднякову, принимавшим участие в постановке задач и анализе экспериментов; А.А.Перегудову, Г.Б.Ломакову, Ю.Е.Головко, О.Н.Андриановой, Т.С.Кислицыной, А.А.Якунину за помощь в расчетах; Л.В.Горбачевой и Е.Е.Багдасаровой за помощь в подготовке и оформлении публикаций.

ПРИНЯТЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

АЗ	– Аварийная защита
АЭС	– Атомная электростанция
БЗВ	– Боковая зона воспроизводства
БНАБ	– Библиотека групповых констант
БН	– Быстрый реактор с натриевым теплоносителем
БР	– Быстрый реактор
БРЕСТ	– Быстрый реактор естественной безопасности
БФС	– Быстрый физический стенд
ВРХ	– Внутриреакторное хранилище
Гет.	– Гетерогенный расчет
Гом.	– Гомогенный расчет
КВ	– Коэффициент воспроизводства ядерного топлива
КС	– Контролирующий стержень
$K_{\text{эфф}}$	– Эффективный коэффициент размножения
НПЭР	– Натриевый пустотный эффект реактивности
НФХ	– Нейтронно-физические характеристики
ОТВС	– Отработавшая тепловыделяющая сборка
РОСФОНД	– Национальная библиотека файлов нейтронных данных
РС	– Регулирующий стержень
РУ	– Реакторная установка
СНА	– Смещения на атом
СУЗ	– Система управления и защиты
ТВС	– Тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	– Тепловыделяющий элемент
МОКС	– Смешанное (уран-плутониевое) оксидное ядерное топливо

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Глесстон С., Эдмунд М. Основы теории ядерных реакторов. М.: Издательство иностранной литературы, 1954.
2. Шихов С.Б. Вопросы математической теории ядерных реакторов (линейный анализ). М.: Атомиздат, 1973.
3. Марчук Г.И. Методы вычислительной математики. М.: Наука, 1977.
4. Николаев М.Н., Рязанов Б.Г., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. М.: Энергоатомиздат, 1984.
5. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1964.
6. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Bondarenko I.I., Nikolaev M.N. Group Constants for Nuclear reactor Calculations. N.Y., Consultants Bureau, 1964.
7. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
8. Nikolaev M.N., Savoskin M.M., Tsyboulia A.M., Krivtsov A.S., Sinitsa V.V., **Manturov G.N.** Modern State of the SOCRATOR System. // Proc. Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, May 30 - June 3 1988, Mito, Japan, pp.619-621.
9. **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, Вып.1, 1996, с. 59-98.
10. **Manturov G.N.**, Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M. BNAB-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields. INDC (ССР)-409/L, IAEA, p.65-110 (1997).
11. Zabrodskaia S., Ivanova T., Koshcheev V., **Manturov G.**, Nikolaev M., Rozhikhin Y., Khomiakov Y., Tsiboulia A., Tsiboulia A. Nuclear data set ABBN-

93.2 and its usage for nuclear criticality and radiation safety estimations// Journal of Nuclear Science and Technology, 2002.

12. Tsiboulia A., Nikolaev M., Koscheev V., Dulin V., **Manturov G.**, Semenov M. Critical Experiments Analysis by ABBN-90 Constant System. Proc. of the Nuclear Criticality Technology Safety Project, Williamsburg, Virginia, May 10-11 1994. LA-13277-C, LANL (1997).

13. Nikolaev M., Tsiboulia A., **Manturov G.** Some Aspects of Preparation and Testing of Group Constants System ABBN-90. INDC(NDS)-317, p.159, IAEA, Vienna (1994).

14. Бедняков С.М., **Мантуров Г.Н.**, Дитце К. Уточнение сечений захвата изотопов молибдена на основе анализа экспериментов на быстрых сборках. // Атомная энергия, 1990, т. 69. С. 31-36.

15. Бедняков С.М., **Мантуров Г.Н.** Тестирование и уточнение сечений захвата продуктов деления в экспериментах по возмущению реактивности. // Атомная энергия, 1992, т. 72. С. 95-99.

16. Blokhin A.I., Ignatyuk A.V. Kosheev V.N., Kuzminov B.D., Manokhin V.N., **Manturov G.N.**, Nikolaev M.N. Library of Evaluated Neutron Data Files. // Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, May 30 - June 3 1988, Mito, Japan, pp.611-613.

17. Blochin A., Fursov B., Ignatyuk V., **Manturov G.** Current Status of Russian Evaluated Neutron Data Libraries. // Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology May, 9-13 1994, Gatlinburg, Tennessee. Vol. 2, pp.695-698 (1994), ORNL, ANS.

18. **Manturov G.**, Nikolaev M., Semenov M., Tsiboulia A. Testing of BROND-2, JENDL-3 and ENDF/B-VI Neutron Data Through Integral Experiments Using ABBN-90 Constant System. // Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology May, 9-13 1994, Gatlinburg, Tennessee. Vol. 2, pp.803-806 (1994), ORNL, ANS.

19. Koscheev V.N., Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M., et al. The FOND-2.2 Evaluated Neutron Data Library. IAEA-NDS-199, Rev.1 (March 2002).

20. **Мантуров Г.Н.** Ковариационная матрица погрешностей констант БНАБ-МИКРО // В кн. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981. С.218-229.
21. **Мантуров Г.Н.** Применение метода максимального правдоподобия к оценке нейтронных данных. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук. Обнинск. 1984.
22. **Мантуров Г.Н.** Программное обеспечение задач анализа чувствительностей реакторных характеристик к ядерным константам: Препринт ФЭИ-1034, Обнинск, 1980.
23. Алексеев П.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н. Оценка погрешностей расчета коэффициентов критичности и воспроизводства энергетических быстрых реакторов из-за неточности нейтронных данных. // Атомная энергия. 1980, т.49, вып.4, с.221-224.
24. **Мантуров Г.Н.**, Матвеев В.И. Николаев М.Н., Троянов М.Ф., Цибуля А.М. Требования к точности расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов-размножителей и пути их удовлетворения. // Атомная Энергия, 1989, №67(3), С. 181-186.
25. **Manturov G.N.**, Influence of Neutron Data Uncertainties on Accuracy of Prediction of Advanced Reactor Characteristics. // Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, May 9-13 1994, Gatlinburg, Tennessee. Vol. 2, pp.993-999 (1994), ORNL, ANS.
26. Бемер Б., **Мантуров Г.Н.** Ковариации в нейтронных спектрах и их влияние на результаты корректировки нейтронного потока на корпус реактора // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1998. Вып. 1, С.28-34.
27. Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощев В.Н., Николаев М.Н. РОСФОНД - российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 1-2, С.3-21.

28. Кошечев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н. и др. Библиотека групповых констант БНАБ-РФ для расчетов реакторов и защиты // Известия ВУЗов. Ядерная Энергетика. 2014. №3. С.93-101.
29. Андрианова О.Н., Кошечев В.Н., Ломаков Г.Б., **Мантуров Г.Н.**, Якунин А.А. Результаты верификации комплекса CONSYST с константами на базе файлов РОСФОНД2010. // Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики «Нейтроника-2012», 2012, т.1. С.295.
30. Перегудов А.А., Кошечев В.Н., **Мантуров Г.Н.** Методика получения нейтронных групповых констант для материалов - смесей изотопов в системе БНАБ. // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2011. №2. С. 43-50.
31. Grabeznoy V., Koscheev V., Lomakov G., **Manturov G.** Verification of the ABBN-RF2010 constants in calculations of shielding benchmarks. // Proc. of Intern. Conf. on Radiation Shielding 'ICRS-12 & RPSD-2012'. Nara, Japan, September 2-7, 2012.
32. Koshcheev V. N., **Manturov G. N.**, Nikolaev M. N., Tsibouliya A. M. Verification of Neutron Data for Main Reactor Materials from RUSFOND Library based on Integral Experiments. EPJ Web of Conferences, Vol.42, 07006, 7 pages (2013). WONDER-2012 – 3rd International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications. <https://doi.org/10.1051/epjconf/20134207006>.
33. Koshcheev V. N., **Manturov G. N.**, Semenov M. Yu., Tsibouliya A. M. Testing of Neutron Data for Fe, Cr, Ni based on Integral Experiments. EPJ Web of Conferences, Vol.42, 07005, 6 pages (2013). WONDER-2012 – 3rd International Workshop on Nuclear Data Evaluation for Reactor applications. <https://doi.org/10.1051/epjconf/20134207005>.
34. Перегудов А.А., Кошечев В.Н., **Мантуров Г.Н.** Методика получения нейтронных групповых констант для материалов - смесей изотопов в системе БНАБ. // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2011. № 2. С. 43-50.
35. Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Жердев Г.М., Задорнов Д.В., Кошечев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Перегудов А.А., Цибуля А.М. Тестирование

ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2014. №2. С.109-117.

36. Головки Ю.Е., Кощев В.Н., Ломаков Г.Б., **Мантуров Г.Н.**, Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Цибуля А.М., Якунин А.А. Верификация современной версии констант БНАБ и программы подготовки CONSYST в расчетах критичности // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2014. №2. С.99-108.

37. Andrianova O., Koscheev V., Lomakov G., **Manturov G.** Neutron data adjustment based on integral critical experiments on the BFS-facility with different neutron spectrum. // Proc. of Intern. Conf. PHYSOR 2016 – Nuclear Data, Evaluations & Libraries. Sun Valley Resort, Sun Valley, Idaho, USA, May 1 - 5, 2016, on CD-ROM (2016).

38. Базазянец Н.О., Вырский М.Ю., Гермогенова Т.А., и др. АРАМАКО-2F – система обеспечения константами расчетов переноса излучения в реакторах и защите: Препринт ИПМ АН СССР. М., 1976.

39. **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения: Препринт ФЭИ-2828. Обнинск, 2000.

40. Поляков А., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. Аннотация программы CONSYST // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. Вып. 1-2, М., 2007.

41. Иванова Т.Т., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. Валидация системы константного обеспечения АВВН/CONSYST. Часть 1: Валидация по результатам критических экспериментов с компактными металлическими активными зонами // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 2, М., С.58-67.

42. Иванова Т.Т., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. Валидация системы константного обеспечения АВВН/CONSYST. Часть 1: Валидация по результатам критических экспериментов с активными зонами, содержащими растворы урана //

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 2007. Вып. 2, М., С.68-74.

43.Серёгин А.С. Аннотация программы TRIGEX для малогруппового расчёта реактора в трёхмерной гексагональной геометрии // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1983, вып. 4(33), с.59-60.

44.Ярославцева Л.Н. Комплекс программ JAR для расчёта нейтронно - физических характеристик ядерных реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1983, вып. 8(37), с. 41–43.

45.Альперович М.Н., Григорьева Н.М., Сысоева О.В., Селезнев Е.Ф., Яблоков С.Л. Аннотация программы ГЕФЕСТ // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1994, вып. 4, с. 36-43.

46.Баринов С.В., Радкевич А.П. Использование системы подготовки многогрупповых нейтронных данных CONSYST/ABBN в программном комплексе FАСТ-BR для трехмерных нейтронно-физических расчетов реактора БРЕСТ-ОД-300 // Сб. докладов семинара "Нейтроника-99», Обнинск, 1999.

47.Voronkov A., Arzhanov V. REACTOR – Program System for Neutron Physical Calculations // Proc. of Intern. Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics. Pittsburg, USA, April 28 - May 2, 1991.

48.Волощенко А. М., Руссков А. А., Гуревич М. И., Олейник Д. С. Расчет нейтронных полей в активной зоне реактора с помощью аппроксимаций, поддерживающих балансы масс в разностной ячейке сетки // Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 5, стр. 264-269.

49.Voloschenko A. M., Gukov S. V., Russkov A. A., Gurevich M. I., et al. The CNCSN-2: One, Two- and Three-Dimensional Coupled Neutral and Charged Particle Discrete Ordinates Code System // Proc. of International Conference on Advances in Mathematics, Computational Methods, and Reactor Physics, Saratoga Springs, USA, May 3-7, 2009 (on CD ROM).

50.DOORS3.2a, RSICC Computer Code Collection. PACKAGE-ID CCC-0650/004, ORNL.

51. Дедуль А.В., Кощев В.Н., Ломаков Г.Б., **Мантуров Г.Н.** Новые возможности программы CONSYST – форматы gndlmac и gndlmic для обеспечения константами программ PMSNSYS и KINXYZ // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы. 2014. №3. С.49-61.
52. Блыскавка А.А., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST//ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в P_n -приближении: Препринт ФЭИ-2887, 2001.
53. Усачёв Л.Н. Теория возмущений для коэффициента воспроизводства и других отношений чисел различных процессов в реакторе. // Атомная Энергия, 1963, №12, С. 472.
54. Усачев Л.Н., Бобков Ю.Г. Последовательное планирование интегральных экспериментов и эффективный метод подгонки констант с учетом коррекции погрешностей совокупности микроскопических измерений // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1972. Вып.10, М.: Атомиздат.
55. **Мантуров Г.Н.** Система программ и архивов ИНДЭКС // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1984, вып. 5(59), с. 20.
56. Болятко В.В., Вырский М.Ю., Илюшкин А.И., **Мантуров Г.Н.**, Машкович В.П., Николаев М.Н. и др. Погрешности расчётов защиты от излучений / Под ред. В.П.Машковича. М., Энергоиздат, 1983, 176с.
57. Bolyatko V.V, Vyorskii M.Yu., Ilyushkin A.I., **Manturov G.N.**, Mashkovich V.P., Nikolaev M.N., et al. / Error Estimation in Reactor Shielding Calculations. American Institute of Physics, N.Y. (1987).
58. Андрианова О.Н., Перегудов А.А., **Мантуров Г.Н.** и др. Использование метода GRS для оценки погрешности нейтронно-физических характеристик перспективного быстрого реактора // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2014. Обнинск. №2. С.90-98.
59. Peregudov A., Andrianova O., **Manturov G.**, et al. Application of the GRS method for estimation of uncertainties of LMFBR type reactor physics parameters with taking into account macroscopic experiments. // Proc. of Intern. Conf.

- PHYSOR 2014 – The Role of Reactor Physics Toward a Sustainable Future. The Westin Miyako, Kyoto, Japan, September 28 – October 3, 2014, (on CD-ROM)
60. Перегудов А.А. Программный комплекс для расчета нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов и оценки их погрешностей. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. Обнинск. 2015.
61. Моисеев А.В. Система моделирования и расчетного анализа нейтронно-физических экспериментов на энергетических быстрых реакторах. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук, Обнинск, 2010.
62. Поляков А.Ю. Программный модуль PRECONS: Препринт ФЭИ-2891, 2001.
63. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус MCU-5 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2011, вып. 4, с.5-23.
64. Petrie L.M., Landers N.F. KENO 5A – An Improved Monte Carlo Criticality Program with Supergrouping. Vol.2, Section F11 from “SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation”, NUREG /CR-0200. Rev.2 (ORNL/NUREG/CSD-2/R2) (Dec. 1984).
65. Полевой В.Б., Тарасова О.Б. Комплекс программ ММКФК-2 для решения задач переноса нейтронов и гамма-квантов в физике реакторов // Сб. трудов семинара “Нейтроника-98”, Обнинск, 1999, с.128-131.
66. Blyskavka A.A., Jerdev G.M., **Manturov G.N.**, Raskach K.F., Tsiboulia A.M. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and Its Uncertainty. // Proc. Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety (ICNC 2007). St. Petersburg, May 28 – June 1, 2007.
67. International Handbook of Evaluated Reactor physics Benchmark Experiments. NEA Nuclear Science Committee. 2010 (on CD-ROM).
68. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (95)03, OECD, Paris, Sept. 2012 Ed. (on CD ROM).

69. Блыскавка А.А., Поляков А.Ю., Цибуля А.М. FORMCNP – программа формирования библиотеки групповых констант для MCNP: Препринт ФЭИ-2924, Обнинск, 2001.
70. Жердев Г.М., Николаев М.Н., Цибуля А.М. SUBGRAN2 – программа подготовки макроконстант для расчетов в подгрупповом приближении: Препринт ФЭИ-3050, Обнинск, 2005.
71. Поляков А.Ю., Цибуля А.А. Автономный модуль FORAN в системе CONSYST: Препринт ФЭИ-2857, Обнинск, 2000.
72. Кочетков А.Л. Программа CARE - расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: Препринт ФЭИ-2431, Обнинск, 1995.
73. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and association source terms. NUREG/CR-0200 Revision 4. Vol.2, Section F76 1995.
74. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612865 Российская Федерация. CONSYST-RF / Кощеев В.Н., Ломаков Г.Б., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. – дата государственной регистрации 11.03.2016.
75. Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2016620461 Российская Федерация. БНАБ-РФ / Кощеев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. – дата государственной регистрации 12.04.2016.
76. Горбачева Л.В., **Мантуров Г.Н.**, Цибуля А.М. Оценка результатов измерений средних сечений деления U-238 и Pu-239 на спектрах нейтронов деления U-235 и Cf-252 // Атомная энергия, 1980, т.49, вып.4, с.256-260.
77. Иванова Т.Т. Оценка погрешности расчетного предсказания критических параметров размножающих систем с высокообогащенным ураном. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук, Обнинск, 2004.

78. Головки Ю.Е. Ориентированная библиотека критических экспериментов для повышения точности расчетного предсказания параметров ядерной безопасности. Диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Обнинск. 2016.

79. Ivanova T.T., **Manturov G.N.**, Nikolaev M.N., Raskach K.F., Rozhikhin E.V., Tsiboulia A.M. Estimation of Accuracy of Criticality Prediction of Highly Enriched Uranium Homogeneous Systems on the Basis of Analysis of Data from ICSBER Handbook. // Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Criticality Safety (ICNC 2003). Tokai-Mura, Japan, October 20-24, 2003, pp. 283-288.

80. Головки Ю.Е., Кошечев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Цибуля А.М. Применение метода наименьших квадратов для оценки константной погрешности расчетов критичности систем с плутонием // Ядерная физика и инжиниринг. Безопасность ядерных реакторов, Москва, 2014, том 5, №4, с.293-303.

81. Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., Раскач К.Ф. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона // Сб. докладов семинара “Нейтроника 2012”. Обнинск, 2012.

82. **Manturov G.**, Rozhikhin Y., Trykov L. ALARM-CF-FE-SHIELD-001: Neutron and Photon Leakage Spectra from Cf-252 Source at Centras of Three Lead Spheres of Different Diameters, NEA/NSC/DOC/(95)03/VIII, Vol. VIII, 2013, 77 pages.

83. **Manturov G.**, Rozhikhin Y., Trykov L. ALARM-CF-PB-SHIELD-001: Neutron and Photon Leakage Spectra from Cf-252 Source at Centras of Six Iron Spheres of Different Diameters, NEA/NSC/DOC/(95)03/VIII, Vol. VIII, 2013, 156 pages.

84. TRANSX 2.15 Code System to Produce Neutron, Photon, and Particle Transport Tables for Discrete - Ordinates and Diffusion Codes from Cross Sections in MATXS Format, ORNL, RSIC Peripheral Shielding Routine Collection PSR-317, February 1995. Available from OECD-NEA Data Bank as PSR-0317/03 TRANSX-2.15.

85. Грабежной В.А., Ломаков Г.Б., **Мантуров Г.Н.** Использование системы групповых констант БНАБ для расчетного анализа экспериментов по

радиационной защите. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы. 2017. Вып. 1, С.106-114.

86. Ломаков Г.Б. Повышение точности определения нейтронно-физических констант для расчета характеристик радиационной защиты реакторов на быстрых нейтронах. Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук. Обнинск, 2017.

87. Kodeli I., Milocco A., Ortego P., Sartori E. 20-Years of SINBAD (Shielding Integral Benchmark Archive and Database). / Progress in Nuclear Science and Technology. Vol. 4, pp. 308-311 (2014).

88. Кощев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. Константное обеспечение расчетов CONSYST/БНАБ в комплексе программ ГЕФЕСТ-800 // Материалы отраслевого семинара “Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики” – «Нейтроника-2014», Обнинск, 21-23 октября, 2014.

89. Асатрян Д.С., Белов А.А., Белоусов В.И., Березнев В.П., Ивченко Д.В., Селезнев Е.Ф., Чернова И.С., Кощев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Перегудов А.А., и др. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в стационарном режиме. // Атомная энергия, 2015. Том 118, выпуск №6, С.303-309.

90. Асатрян Д.С., Белов А.А., Белоусов В.И., Березнев В.П., Ивченко Д.В., Селезнев Е.Ф., Чернова И.С., Картишов К.В., **Мантуров Г.Н.** и др. Комплекс программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик БН-800 в нестационарном режиме. // Атомная энергия, 2015. Том 119, выпуск №6, С.3-8.

91. Белов С.Б., Киселёв А.В., Марова Е.В., Фаракшин М.Р., Фролов В.М., Малышева И.В., Перегудов А.А., Семёнов М.Ю. и др. Результаты верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2014. № 4. С.66-76.

92. Баканов М.В., Желтышев В.А., Мальцев В.В., Росляков В.Ф. и др. Оценка составляющих погрешности измерения относительного энерговыделения реактора БН-600 Белоярской АЭС // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2005. №1. С.44-52.
93. Фридман В. Энергетическое трио, Новая платформа // В мире науки, №12, 2013.
94. **Manturov G.** Effects of Nuclear Data Library on BFS and ZPPR Keff Analysis Results. // Nuclear Science and Engineering, Vol. 114, pp.211-218 (2003).
95. Лопаткин А.В., Орлов В.В. Топливный цикл быстрых реакторов нового поколения на принципах нераспространения ядерного оружия и радиационно-эквивалентного захоронения радиоактивных отходов // Сб. докладов Межд. семинара "Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для ядерной энергетики следующего этапа. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение". М., 2000.
96. **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н. Первоочередные задачи развития систем константного обеспечения расчетов реакторов и защиты // Известия ВУЗов. Ядерная энергетика. 2016. №2. С.133-142.
97. **Мантуров Г.Н.** Система кодов и констант для расчетов быстрых реакторов и оценки погрешностей // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы. 2017. Вып.1. С.115-128.
98. Salvatore, M, Palmiotti G., Aliberti G., Archier P., De Saint Jean C., Dupont E., Herman M., Ishikawa M., Ivanova T., Ivanov E., Kim S.-J., Kodeli I., **Manturov G.**, et al. Methods and issues for the combined use of integral experiments and covariance data: Results of a NEA International Collaborative Study. Proc. of Intern. Conf. ND-2013 – Nuclear Data for Science and Technology (published in Nuclear Data Sheets, 2014).
99. Кислицына Т.С., Николаев М.Н. РОКОКО – система константного обеспечения расчёта реакторов методом Монте-Карло // Материалы научно-технической конференции «НЕЙТРОНИКА-2015», Обнинск, 12 - 16 октября 2015.

100. Жердев Г.М. Монте-Карловский вычислительный комплекс ММК-РОКОКО // Материалы научно-технической конференции «НЕЙТРОНИКА-2016», Обнинск, 24 - 28 октября 2016.
101. Андрианова О.Н. Методы и программы для оценки влияния неопределенностей резонансной структуры нейтронных сечений на расчетные характеристики ядерных реакторов. Диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Москва, 2015.
102. Пляскин В.И., Косилов Р.А., **Мантуров Г.Н.** СПРАВОЧНО-ИНФОРМАЦИОННАЯ ИНТЕРАКТИВНАЯ СИСТЕМА "ТРАНСМУТАЦИЯ НУКЛИДОВ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ" // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2003. №1-2. С.103-109.
103. Plompen A.J.M., Fukahori T., Henriksson H., Ignatyuk A., Iwasaki T., **Manurov G.**, et al. The NEA High Priority Nuclear Data Request List for future needs // Proc. of Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology (ND2007), April 22-27, 2007, Nice, France, EDP Sciences, 2008, p.202.
104. Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2014620091 Российская Федерация. БНАБ-93 / Кощеев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. – Дата регистрации 15.01.2014.
105. Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2016620471 Российская Федерация. ИНДЭКС / **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. – Дата регистрации 14.04.2016.
106. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2013612298 Российская Федерация. CONSYST / Кощеев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. – Дата регистрации 21.02.2013.
107. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612789 Российская Федерация. CORE / **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. – Дата регистрации 10.03.2016.

108. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612266 Российская Федерация. FORAMPX / Жердев Г.М., **Мантуров Г.Н.** – Дата регистрации 20.02.2016.
109. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612864 Российская Федерация. FORAN / **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Цибуля А.М. – Дата регистрации 11.03.2016.
110. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612265 Российская Федерация. FORMCNP / Блыскавка А.А., **Мантуров Г.Н.**, Цибуля А.М. – Дата регистрации 20.02.2016.
111. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2014612579 Российская Федерация. ММКС / Блыскавка А.А., Жемчугов Е.В., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. – Дата регистрации 28.02.2014.
112. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2014610575 Российская Федерация. ММККЕНО / Блыскавка А.А., Коробейников В.В., Кощев В.Н., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Полевой В.Б., Раскач К.Ф., Рожихин Е.В., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. – Дата регистрации 15.01.2014.
113. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612435 Российская Федерация. SUBGRAN / Жердев Г.М., **Мантуров Г.Н.**, Цибуля А.М. – Дата регистрации 26.02.2016.
114. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2013660588 Российская Федерация. TRIGEX / Кислицына Т.С., **Мантуров Г.Н.**, Николаев М.Н., Пивоваров В.А., Семенов М.Ю., Серегин А.С., Цибуля А.М. – Дата регистрации 11.11.2013
115. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2016612436 Российская Федерация. TRIUM / Андрианова О.Н., Жемчугов Е.В., **Мантуров Г.Н.**, Перегудов А.А., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю., Цибуля А.М. – Дата регистрации 26.02.2016.

ПРИЛОЖЕНИЕ:
КОПИИ ПОЛУЧЕННЫХ СВИДЕТЕЛЬСТВ О
ГОСУДАРСТВЕННОЙ РЕГИСТРАЦИИ ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ
И БАЗ ДАННЫХ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ КОНСТАНТ

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2013612298

CONSYST

Правообладатель(ли): *Федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Автор(ы): *Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Кощев Владимир Николаевич (RU), Семёнов Михаил Юрьевич (RU)*

Заявка № 2012661768

Дата поступления 29 декабря 2012 г.

Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ
21 февраля 2013 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Б.П. Симонов



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612865

CONSYST-RF

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Кощев Владимир Николаевич (RU), Ломаков Глеб Борисович (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Семенов Михаил Юрьевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № **2016610022**

Дата поступления **11 января 2016 г.**

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ **11 марта 2016 г.**



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Ильин Г.П. Ильин

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2013660588

TRIGEX

Правообладатель: *Федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Кислицына Тамара Семеновна (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Пивоваров Валерий Андреевич (RU), Семёнов Михаил Юрьевич (RU), Серёгин Анатолий Степанович (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2013618540

Дата поступления 25 сентября 2013 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 11 ноября 2013 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Б.П. Симонов

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2014610575

ММККЕНО

Правообладатель: *Федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Блыскавка Александр Александрович (RU), Коробейников Валерий Васильевич (RU), Кощеев Владимир Николаевич (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Полевой Вячеслав Борисович (RU), Раскач Кирилл Федорович (RU), Рожихин Евгений Валерьевич (RU), Семёнов Михаил Юрьевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2013618539

Дата поступления 25 сентября 2013 г.

Дата государственной регистрации
в Реестре программ для ЭВМ 15 января 2014 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Б.П. Симонов

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2014612579

ММКС

Правообладатели: *Российская Федерация, от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» (RU), Федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Блыскавка Александр Александрович (RU), Раскач Кирилл Фёдорович (RU), Жемчугов Евгений Владимирович (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU), Семёнов Михаил Юрьевич (RU)*

Заявка № 2013660140

Дата поступления 05 ноября 2013 г.

Дата государственной регистрации
в Реестре программ для ЭВМ 28 февраля 2014 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Б.П. Симонов

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации базы данных

№ 2014620091

БНАБ-93

Правообладатель: *Федеральное государственное унитарное предприятие «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Кощеев Владимир Николаевич (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Семёнов Михаил Юрьевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2013621194

Дата поступления 25 сентября 2013 г.

Дата государственной регистрации
в Реестре баз данных 15 января 2014 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Б.П. Симонов

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации базы данных

№ 2016620461

БНАБ-РФ

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Коцеев Владимир Николаевич (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2015621696

Дата поступления 29 декабря 2015 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре баз данных 12 апреля 2016 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Назиев Г.П. Назиев

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612266

FORAMPX

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Жердев Геннадий Михайлович (RU),
Маптуров Геннадий Николаевич (RU)*

Заявка № 2015663007

Дата поступления 29 декабря 2015 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 20 февраля 2016 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

 Г.П. Ивлиев



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612265

FORMCNP

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Блыскавка Александр Александрович (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2015663004

Дата поступления 29 декабря 2015 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 20 февраля 2016 г.

Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

 Г.П. Ивлиев



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612864

FORAN

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2016610021

Дата поступления 11 января 2016 г.

Дата государственной регистрации
в Реестре программ для ЭВМ 11 марта 2016 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

 Г.П. Иванов

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612435

SUBGRAN

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Жердев Геннадий Михайлович (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2015663039

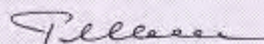
Дата поступления 29 декабря 2015 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 26 февраля 2016 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

 Г.П. Ивлиев

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации базы данных

№ 2016620471

ИНДЕКС

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейтунского» (RU)*

Авторы: *Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2015621697

Дата поступления 29 декабря 2015 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре баз данных 14 апреля 2016 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Г.П. Колесов Г.П. Колесов

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612789

CORE

Привлеченный изобретатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Николаев Марк Николаевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2016610024

Дата поступления 11 января 2016 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 10 марта 2016 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

 Г.П. Колмо

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2016612436

TRIUM

Правообладатель: *Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации - Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (RU)*

Авторы: *Андреанова Ольга Николаевна (RU), Перегудов Антон Александрович (RU), Жемчугов Евгений Владимирович (RU), Мантуров Геннадий Николаевич (RU), Раскач Кирилл Федорович (RU), Семенов Михаил Юрьевич (RU), Цибуля Анатолий Макарович (RU)*

Заявка № 2015663037

Дата поступления 29 декабря 2015 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 26 февраля 2016 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

 Г.П. Ивлиев