621.039.5
В74

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:
Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК
3

1995

К СВЕДЕНИЮ АВТОРОВ

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться Государственным стандартом «Оригиналы текстовые, авторские и издательские» (ГОСТ 7.3—77). Согласно этому стандарту к авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне писчей бумаги форматом 210×297 мм через 2 интервала (головки в таблицах можно через 1 интервал) с полями с левой стороны не менее 20 мм. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация на русском и английском языках (не более 10 строк каждая); текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе); реферат (15—17 строк на отдельном листе).

2. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных подписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

3. Таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. Таблицы печатаются в общем тексте после первой ссылки.

4. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках.

5. Наибольший размер рисунка 12×18 см, наименьший 6×9 см. На рисунках допускается минимальное число обозначений — краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На каждом рисунке указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначение верха и низа.

6. Ссылки на литерату[ра] [ци]фрами в квадратных скобках. Список [лит]ературы должен быть составлен в алфавитном порядке фамилий первых авторов или заглавий работ, если авторы не указаны, в последовательности, в которой приводятся ссылки на [ли]тературу в тексте.

7. Список литерату[ры] [гос]ударственным стандартом «Библиографи[ческое] [опи]сание» (ГОСТ 7.1—76, раздел 7), в частности, не[обходимо]:

а) для журнальных [статей] — [фам]илии и инициалы не более трех первых авторов, название статьи, назва[ние] [жур]нала, год издания, выпуск, страницы;

б) для книг — фа[милии] [и ин]ициалы авторов, название книги, место издания, издательство (г[ород] [и] год издания, том, выпуск);

в) для авторефера[тов] — [фам]илии и инициалы автора, название автореферата диссертац[ии], [на] [что] написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов [и] [отче]тов — [фам]илии и инициалы автора препринта, наименование издающей ор[ганиза]ции, место и год издания;

д) для патентов — [фам]илии и инициалы автора изобретения, страну, номер и класс патента, дату [под]ачи заявки и опубликования.

621.039.5
В74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

37366 ч/р

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 3

ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЕТА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

МОСКВА — 1995

Институт Атомной Энергии
им. И. В. Курчатова
БИБЛИОТЕКА

УДК 621.039.5

Выпуски «Физика и методы расчета ядерных реакторов» подготавливаются Российским научным центром «Курчатовский институт» и ранее выходили в составе серии «Физика и техника ядерных реакторов». Данный выпуск тридцать первый.

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор), С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов, С.Д. Малкин, В.П. Спасских, Т.П. Федосеева (отв. секретарь)

В серии «Физика и методы расчета ядерных реакторов» публикуются материалы по следующим вопросам:

— теория и методы расчета ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;

— проблемы обеспечения расчетных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;

— расчетные исследования по физике ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений; исследования отдельных аспектов развития ядерной энергетики;

— экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике яденых реакторов и в перечисленных смежных областях;

— математические проблемы теории переноса и теории реакторов.

Материалы для опубликования следует направлять в Российский научный центр «Курчатовский институт» на имя главного редактора серии.

Materials related to the topics described below are published in series «Nuclear Reactor Physics»:

— theory and calculational methods for nuclear reactors, fusion reactor blankets, radiation shielding and radiation transport;

— codes for calculational and experimental investigations; descriptions and abstracts of codes, code complexes and systems;

— calculational analysis of reactor, blanket and shielding performances and radiation transport; calculational analysis of some nuclear energy development aspects;

— experimental methods and experimental analysis in field of nuclear reactor physics and other above mentioned items;

— mathematical problems of transport and nuclear reactor theory.

Редколлегия выпуска «Физика и методы расчета ядерных реакторов» извещает авторов и читателей сборника, что начиная с выпуска № 1 1992 г. мы публикуем статьи как на русском, так и на английском языке. Мы просим также авторов снабжать материалы, написанные на русском языке, развернутыми рефератами и аннотациями на английском языке.

© Российский научный центр «Курчатовский институт», 1995

ОБЗОР РАБОТ, ВЫПОЛНЕННЫХ В ОТДЕЛЕ ФИЗИКИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ИЯР РНЦ КИ В 1994 г.

С.М. Зарицкий,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва
(Факс (095)-196-66-39, E-mail: Zaritsky @ atis.kiae.su)

Светлой памяти Я.В. Шевелева

Представлен краткий обзор работ, выполненных в 1994 г. сотрудниками Отдела (как самостоятельно, так и совместно с сотрудниками других подразделений и институтов) по следующим направлениям: теория и методы расчета ядерных реакторов; развитие пакета прикладных программ MCU; константное обеспечение реакторных расчетов; расчетные исследования по физике ядерных реакторов; методические разработки и расчетно-экспериментальные исследования радиационной нагрузки корпусов и внутрикорпусных устройств реакторов ВВЭР; разработка экспертной системы для математического моделирования ядерных реакторов; общие проблемы ядерной энергетики; исследования автомодельных решений нелинейного уравнения теплопроводности; Отраслевой фонд алгоритмов и программ и Центр по экспертизе программных средств. Приводится полный список публикаций Отдела за 1994 г.

REVIEW OF THE WORKS WHICH WERE CARRIED OUT IN 1994 IN REACTOR PHYSICS DEPARTMENT OF NUCLEAR REACTORS INSTITUTE, RRC «KURCHATOV INSTITUTE». S.M. ZARITSKY. It is presented the short review of the works which were carried out in 1994 in the next fields: 1. Nuclear reactors theory and calculational methods. 2. Code package MCU development. 3. Constants for reactor calculations. 4. Calculational investigations. 5. Methodical, calculating and experimental investigations in the problem of the WWER pressure vessel and internals radiation damage evaluation. 6. Expert system development for reactor modelling. 7. Nuclear energy general problems. 8. Investigation the similarity solutions of the non linear heat equation. 9. Reactor Codes Bank and Code Examination Centre. The complete list of Department issues of 1994 is given.

Отдел физики ядерных реакторов Института ядерных реакторов РНЦ КИ проводит фундаментальные и прикладные исследования, выполняет методические разработки, осуществляет развитие программных средств и систем констант, в первую очередь исходя из потребностей обеспечения безопасности, анализа и оптимизации характеристик действующих, проектируемых и перспективных ядерно-энергетических установок. Отдел выполняет как инициативные работы, так и работы, вытекающие из потребностей других подразделений ИЯР РНЦ КИ, институтов и предприятий отрасли. Отдельные работы выполняются в сотрудничестве с зарубежными специалистами.

В состав Отдела входят: Лаборатория теории и методов расчета ядерных реакторов (ЛТМРЯР); Лаборатория нейтронно-физических констант (ЛНФК); Лаборатория реперных расчетов ядерных реакторов (ЛРРЯР); Лаборатория реакторных программ (ЛРП); Лаборатория программных комплексов (ЛПК).

В штате Отдела 45 человек, в том числе 39 научных сотрудников, 11 из которых — кандидаты и трое — доктора наук.

Представлен краткий обзор работ, выполненных в Отделе в 1994 г. Материал для обзора подготовили сотрудники Отдела — ответственные исполнители соответствующих работ: Л.П. Абагян, Н.И. Алексеев, Э.Б. Бродкин, А.Е. Глушков, Е.А. Гомин, С.С. Городков, М.И. Гуревич, С.М. Зарицкий, М.Н. Зизин, Н.И. Лалетин, Л.В. Майоров, С.В. Марин, П.Э. Немировский, Н.В. Султанов, В.В. Тебин, М.С. Юдкевич.

Вплоть до своей безвременной кончины в 1993 г. Отдел физики ядерных реакторов возглавлял Ясен Владимирович Шевелев, который оказал большое влияние на формирование и развитие всех направлений работ Отдела.

1. ТЕОРИЯ И МЕТОДЫ РАСЧЕТА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ (ЛТМРЯР, ЛРРЯР, ЛНФК)

1.1. Проведен анализ состояния инструментария для нейтронно-физического расчета ядерных реакторов [30]. Несмотря на то, что математические модели нейтронно-физических процессов более развиты, чем в других областях реакторных расчетов, положение здесь, как показывает анализ, требует дальнейшего развития теории и расчетных методов. Это связано с повышенными требованиями к точности нейтронно-физических расчетов. Эти требования обусловлены прежде всего самим существованием понятия критичности реактора, в результате чего требуется поддерживать состояние активной зоны в очень узком интервале ее характеристик. Другая причина повышенных требований заключается в том, что основной риск в ядерной энергетике связан с очень маловероятными событиями, имеющими катастрофические последствия. Определить вероятность очень редкого события чрезвычайно сложно. Значение нейтронно-физических расчетов в этой деликатной процедуре очень велико.

1.2. Выпущен сборник на английском языке, содержащий обзор теоретических исследований по физике уран-водных решеток типа ВВЭР [31—33, 46]. Сборник содержит материалы, подготовленные в основном сотрудниками Отдела физики ядерных реакторов, Отделения ВВЭР ИЯР РНЦ КИ и ЦИФИ (Будапешт), и обзор работ, выполненных в странах СЭВ в рамках Временного международного коллектива по физике реакторов ВВЭР. Английский вариант существенно отличается от выпущенного в 1993 г. издания на русском языке. Основное содержание сборника: обзор константного обеспечения и прецизионных программ, используемых для расчетов реакторов ВВЭР, методика подготовки малогрупповых констант и методы проведения мелкосеточных расчетов решеток ВВЭР, проблемы верификации прецизионных и инженерных программ на основе сравнения результатов расчетов с экспериментальными данными, полученными на сборке ZR-6 в Будапеште.

Описанные в сборнике новые методы в ряде случаев позволяют значительно (иногда на 10%) увеличить точность расчета полей энерговыделения вблизи поглотителя, водяных каналов и отражателей.

1.3. В 1994 г. продолжались теоретические и численные исследования эффективности разработанных в Отделе и Отделении ВВЭР новых методов решения мелкосеточных уравнений, описывающих распределения энерговыделения в реакторах ВВЭР [34]. Исследовалась точность традиционного четырехгруппового приближения, используемого в инженерных расчетах, сравнительная точность различных аппроксимационных формул для средних сечений и коэффициентов диффузии ячеек реакторов. На основе сравнения инженерных и прецизионных расчетов, в частности, было подтверждено, что основной причиной наблюдавшихся ранее в инженерных расчетах погрешностей полей энерговыделения является пренебрежение зависимостью сечений для тепловых нейтронов от положения ячейки в решетке. Эта зависимость хорошо описывается различными приближенными формулами, в том числе используемыми в новом поколении инженерных программ для расчета реакторов ВВЭР.

1.4. Обычно в многогрупповых расчетах квадратных и шестигранных ячеек проводят их «цилиндризацию» с использованием условия изотропного отражения нейтронов от внешней границы ячейки. Численные исследования влияния граничных условий на результаты расчета K_∞ в ячейке ВВЭР-1000 с обогащением 4,4% показали, что методическая погрешность такого приближения составляет 0,4%. Однако при расчете K_∞ методом поверхностных псевдоисточников по опции РАЦИЯ комплекса WIMS-SH с граничным условием «комбинированный сток» эта погрешность устраняется (причем время расчета практически не увеличивается), что подтверждается сравнением с результатами расчетов методом Монте-Карло [42].

1.5. При подготовке малогрупповых характеристик ячеек для уточненных схем расчета всего реактора требуется проводить многогрупповые расчеты сопряженной функции.

Для этих целей удобными оказываются программы, использующие метод поверхностных псевдоисточников (опции РАЦИЯ и КЛАРА комплекса WIMS-SH), где многогрупповое кинетическое уравнение решается методом расщепления оператора [41].

1.6. Для уточненного расчета всего реактора методом поверхностных гармоник, развитым в ЛТМРЯР, разработана методика двухкомпонентного представления матрицы поглощения—деления [29—40]. Эта методика позволяет получить зависимость сечений поглощения—деления от втекающих в ячейку токов нейтронов, которые получаются из расчета всего реактора. Для реализации этой методики оказалось удобным использовать метод поверхностных псевдоисточников, реализованный в опциях РАЦИЯ и КЛАРА комплекса WIMS-SH.

Метод поверхностных псевдоисточников и реализующие его опции (модули) комплекса программ WIMS-SH ранее разработаны в ЛТМРЯР. С помощью этого комплекса можно насчитывать библиотеки малогрупповых характеристик ячеек реакторов ВВЭР, РБМК и др. в зависимости от таких параметров, как глубина выгорания топлива, температура топлива, температура замедлителя, плотность воды, концентрация ксенона и т.д.

1.7. Завершен этап исследований возможностей использования многопроцессорных компьютеров в расчетах ядерных реакторов. Основной вывод работы — только создание параллельных алгоритмов позволит осуществлять в широком масштабе высокоточное математическое моделирование нормальных и аварийных процессов в ядерных реакторах.

2. РАЗВИТИЕ ПАКЕТА ПРИКЛАДНЫХ ПРОГРАММ MCU (ЛРРЯР, ЛРП)

Пакет прикладных программ MCU развивается в Отделе с конца 70-х годов и предназначен для решения уравнения переноса методом Монте-Карло на базе оцененных ядерных данных.

2.1. При финансовой поддержке Фонда научных исследований РНЦ КИ (грант № 49) завершена разработка версии MCU- 3.0 пакета MCU, выполнена верификация этой версии (расчет примерно 300 критических сборок) и выпущена соответствующая программная документация в пяти томах [11, 2—4, 12, 5]. Пакет MCU-3.0 передан в 12 организаций с авторским сопровождением.

В табл. 1—5 приводятся некоторые результаты верификационных расчетов.

Таблица 1. Результаты верификационных расчетов быстрых критических сборок с использованием пакета MCU-3

Критическая сборка	% ^{235}U	$K_{эф}$
Godiva — урановая сфера	93	1,002(2)
СКЕРЦО — бесконечная среда — уран	5,56	0,998(1)
Бесконечная среда — UO_2	4,49	1,003(1)
Цилиндр из урана	10	1,000(1)
Цилиндр из урана	14	1,000(2)

Таблица 2. Результаты верификационных расчетов критических сборок на тепловых нейтронах с использованием пакета MCU-3. Водные растворы солей высокообогащенного урана (96% ^{235}U)

Критическая сборка	$H/^{235}U$	$K_{эф}$
L6 — UO_2F_2	27	0,998(2)
L5 — UO_2F_2	44	1,003(2)
ORNL-2 — $UO_2(NO_3)_2$	1177	1,002(4)
ORNL-1 — $UO_2(NO_3)_2$	1378	0,998(2)

Таблица 3. Результаты верификационных расчетов критических сборок с естественным ураном и графитом с использованием пакета MCU-3

Критическая сборка	Теплоноситель	$K_{эф}$
UGCI	Нет	1,000(2)
UCH_2O	Вода	0,996(1)

Таблица 4. Результаты верификационных расчетов гетерогенных водяных критических сборок с плутонием с использованием пакета MCU-3

Критическая сборка	Шаг твэлов, см	Бор	$K_{эф}$
PNL-30	1,779	Нет	0,998(4)
PNL-31	1,779	Есть	0,999(3)
PNL-32	2,209	Нет	0,999(3)
PNL-33	2,209	Есть	1,001(3)
PNL-34	2,514	Нет	0,992(3)
PNL-35	2,514	Есть	0,999(3)

Таблица 5. Результаты верификационных расчетов критических сборок ZR-6 (для реакторов типа ВВЭР) с использованием пакета MCU (версии MCU-2 и MCU-3)

Критическая сборка	Поглотитель, неоднородность	$K_{эф}$	
		MCU-2	MCU-3
11/11 (однородная)	—	1,003(3)	1,002(1)
154/154 (однородная, 300 K)	—	1,005(4)	1,003(1)
154/154 (однородная, 350 K)	—	1,007(1)	1,0001(1)
154/154 (однородная, 400 K)	—	1,002(1)	0,998(1)
57/57 (неоднородная)	B_4C	—	1,000(1)
58/57 (неоднородная)	H_2O	1,001(3)	0,998(2)
88/87 (неоднородная)	H_2O, Al	1,005(2)	1,000(1)
90/87 (неоднородная)	B_4C, H_2O	1,004(3)	1,002(1)

2.2. При финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант № 94-02-06049) проводились работы по созданию программы MCU-RFFI (на основе версии MCU-3.0), предназначенной для бесплатного распространения в России.

Пересмотрены принципы организации программы, изменены форматы представления данных в библиотеках нейтронно-физических констант, что облегчает корректировку ядерных данных и передачу программы пользователю.

Написан новый физический модуль, использующий данные в формате известной программы MCNP (Лос-Аламосская лаборатория, США), например, данные из переданной только в этом году другим странам библиотеки DLC-105/MCNPDAT. Этот модуль позволяет проводить моделирование столкновений нейтронов с веществом при энергиях нейтрона от 20 МэВ до области термализации с поточечным представлением сечений. Розыгрыш неупругих процессов осуществляется по законам, представленным в файлах оцененных нейтронных данных, в том числе с учетом корреляции между потерей энергии и изменением направления полета нейтрона после взаимодействия.

Расширен набор вычисляемых функционалов от нейтронного потока: введена возможность расчета эффективной доли запаздывающих нейтронов и коэффициентов диффузии для отдельных ячеек конечных гетерогенных решеток. Для этого в геометрический модуль введен новый тип события — пересечение границы ячейки.

В геометрическом модуле реализованы новые алгоритмы учета двойной гетерогенности. Для реализации зависимости конструкции от параметров в процедуру ввода введена интерпретация арифметических выражений. Введены некоторые улучшения в протокол ввода.

Подготовлена инструкция для пользователя на русском и английском языках.

Кроме стандартного набора критических сборок из библиотеки CLAD (разработанной в Отделе) программа верифицирована:

— для водо-водяных реакторов — по результатам измерений на сборке ZR-6;

— для реакторов типа РБМК — путем сравнения с результатами расчетов по программе MCNP и с экспериментальными данными, полученными на стенде РБМК ИЯР РНЦ КИ;

— для реакторов космических ЯЭУ типа «Топаз-2» — по экспериментам на стенде НАРЦИСС ИЯР РНЦ КИ (совместно с ОтВЭ ИЯР).

2.3. В рамках дальнейшего развития пакета MCU разработаны несколько новых модулей.

Разработан новый геометрический модуль NCG [16], который позволяет на персональном компьютере с оперативной памятью 6—8 Мб проводить полномасштабные трехмерные расчеты энергетических реакторов; с использованием NCG создана и апробирована модель реактора ВВЭР-1000 и некоторых транспортных реакторов. Для этого модуля разработана диалоговая программа получения изображений описанных конструкций. Разработан конвертер для перевода описания геометрии с языка, реализованного в американской программе MCNP, на язык, реализованный в NCG.

Разработан модуль розыгрыша столкновений γ-квантов с использованием констант библиотеки VITAMIN/C, проведены тестовые расчеты математических моделей.

Разработаны два специализированных модуля-источника для решения неоднородных задач методом Монте-Карло. Первый предназначен для решения неоднородной задачи и позволяет проводить расчеты для моделей сложной геометрии, содержащих до 240 кассет, до 50 стержней в каждой кассете, при неоднородном распределении свойств по высоте каждого стержня.

Второй модуль предназначен для использования при анализе результатов нейтринных экспериментов.

3. КОНСТАНТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ РАСЧЕТОВ (ЛРРЯР, ЛНФК)

3.1. Завершены работы по созданию новой версии библиотеки резонансных параметров LIPAR-5, которая включает в себя информацию о 96 изотопах, причем для 79 ядер резонансные параметры частично или полностью пересмотрены [1]. Данные представлены в международном формате ENDF/B-VI, что делает библиотеку LIPAR-5 доступной широкому кругу пользователей.

3.2. Разработан новый эффективный метод расчета нейтронных сечений в области энергий разрешенных резонансов. Стандартные подходы основаны на принципе простой интерполяции резонансной кривой и, следовательно, не являются оптимальными. В отличие от них новый метод основан на выделении сингулярной и гладкой частей резонансной функции. На основе нового метода разработана программа RAPAN [10], включенная в состав пакета MCU. Использование нового метода и программы RAPAN позволяет сократить время, затрачиваемое в пакете MCU на расчет резонансных сечений, в десятки раз.

3.3. Проведен совместный анализ [47] результатов измерений энергетической зависимости сечения рассеяния водорода в быстрой области и результатов расчета критичности уран-водных систем при низких значениях отношения ρ_H/ρ_{U5}, где наблю-

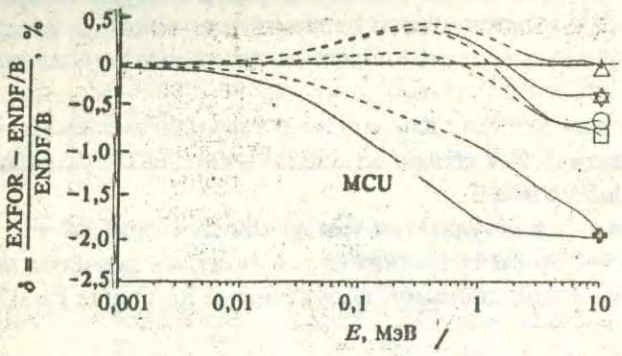


Рис. 1. Отличие экспериментальных и принятых в MCU значений $\sigma_e(E)$ для водорода от оценки ENDF/B. EXFOR: ○ — 10005; ❑ — 10047; △ — 20015; ✤ — 12882; ✡ — 10173

дается систематическое завышение расчетных значений $K_{эф}$ при использовании констант из библиотек ENDF/B. Предложена зависимость $\sigma_e(E)$, позволяющая хорошо описать результаты критических экспериментов. Предложенная кривая отличается от оценки ENDF/B и используется в пакете MCU (рис. 1). Результаты расчетов $K_{эф}$ методом Монте-Карло по программам SAM-CE и MCU с использованием различных сечений рассеяния для водорода представлены в табл. 6.

Таблица 6. Результаты расчетов $K_{эф}$ критсборок при использовании различных сечений водорода

ρ_H/ρ_{U5}	$\sigma_e(E)$ из ENDF/B-VI		$\sigma_e(E)$ MCU
	SAM-CE	MCU	MCU
27	1,009(1)	1,010(2)	0,999(1)
44	1,010(1)	1,007(2)	1,000(2)
50	—	1,009(2)	1,001(2)
61	—	1,006(2)	1,002(2)
68	1,006(3)	—	—
71	1,008(3)	—	—
73	1,008(3)	1,005(2)	1,000(2)
83	—	1,006(2)	0,998(2)

3.4. Обобщены результаты работ по верификации библиотек ядерных данных, выполненных за последние годы в ЛНФК [43]. За этот период для верификации библиотек была собрана база данных, содержащая информацию о примерно 600 критических экспериментах различной геометрии и материального состава, и около 300 из этих критсборок были смоделированы в рамках системы МВС («Моделирующая вычислительная среда»), созданной на базе пакета программ САПФИР (разработанного ранее в ЛНФК совместно с НИТИ), с использованием четырех различных расчетных методов. Расчеты выполнены на основе библиотек ИАЭ-87 и ENDF/B-VI. Оказалось, что полученные по всем программам и по обеим библиотекам значения $K_{эф}$ ложатся на двугорбую кривую, один из максимумов которой располагается при значении $K_{эф} = 0{,}998$, а второй — при $K_{эф} = 1{,}008$. При этом левый максимум образуют эксперименты с металлическим топливом, а правый — с окисным, т.е. имеется систематическое отличие в 1% между результатами прецизионных расчетов $K_{эф}$ критсборок с различными видами топлива. Возможно, причина систематического завышения $K_{эф}$ для окисных сборок состоит в том, что в формуле химического состава реального топлива UO_x в большинстве случаев $x > 2$.

Этот вопрос требует дальнейшего изучения.

4. РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ФИЗИКЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ (ЛРРЯР, ЛНФК)

Научные и методические разработки Отдела используются в работах других подразделений ИЯР РНЦ КИ и смежных институтов. В ряде случаев Отдел выполняет заказные расчетные исследования с использованием развиваемых в Отделе методов и программ, участвует в исследованиях, выполняемых объектовыми подразделениями.

4.1. Методом Монте-Карло с использованием пакета MCU-2 выполнена представительная серия расчетов переходной функции, используемой для определения энерговыделения в твэлах по показаниям β-эмиссионных детекторов системы внутриреакторного контроля реакторов типа ВВЭР [13]. Работа выполнена совместно с Отделением ВВЭР.

Для решения задачи с детектором была разработана специальная методика оценки дробно-линейного функционала плотности потока нейтронов, учитывающая особенности аналогового моделирования траекторий нейтронов для оценки событий, имеющих малую вероятность. Возможности пакета MCU-2 были расширены за счет введения в него подмодуля модуля регистрации, позволяющего производить оценку плотности потока нейтронов в многозонном детекторе малых размеров. Подмодуль ориентирован на решение конкретного типа задач, в частности, на расчет отношения скорости деления в твэлах ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 к скорости поглощения нейтронов родиевым β-эмиссионным детектором.

Результаты расчетов для представительного набора ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 (как однородных, так и содержащих пэлы, СВП и ТВЭГ) сравнивались с результатами расчетов по инженерной программе КАССЕТА. Оказалось, что последняя занижает отношение скоростей реакций деления в твэлах ближайшего к детектору ряда и поглощения нейтронов в детекторе в среднем на 5% и значение $K_{эф}$ — в среднем на 0,5%.

С целью решения в дальнейшем задачи переноса электронов в β-эмиссионном детекторе проведены прецизионные расчеты распределения скорости поглощения нейтронов (источника электронов) по радиусу эмиттера. Рис. 2 иллюстрирует результаты этих расчетов при разбиении расчетной модели эмиттера на 10 зон.

4.2. Совместно с сотрудниками ОтВВЭР проведено сравнение расчетных (метод Монте-Карло, пакет MCU) и экспериментальных данных в сильно неоднородных водо-водяных сборках с кольцевой полостью [6]. Полученные результаты продемонстрировали надежность результатов MCU для экстремально сложных геометрических систем. Использование надежных расчетных данных позволило сократить объем экспериментальных исследований.

4.3. Совместно с сотрудниками Отделения высокотемпературной энергетики построены расчетные модели выполненных в ОтВЭ бенчмарк-экспериментов на критическом стенде НАРЦИСС-М (моделирование термоэмиссионного реактора-преобразователя «Топаз-2» для космической ЯЭУ) и с использованием пакета MCU выполнены предварительные расчеты шести конфигураций критсборок (штатная конфигурация реактора и пять конфигураций, моделирующих попадание воды в различные полости реактора и окружение его водой) [38]. Характерными особенностями реактора «Топаз-2», требующими адекватного расчетного моделирования, являются: сложная гетерогенная структура активной зоны с неравномерным размещением ЭГК, использование гидрида циркония в активной зоне и бериллия в отражателе; применение топлива, обогащенного по ^{235}U до 96%; использование в конструкции ЭГК молибдена и вольфрама; использование поворотных органов регулирования в отражателе.

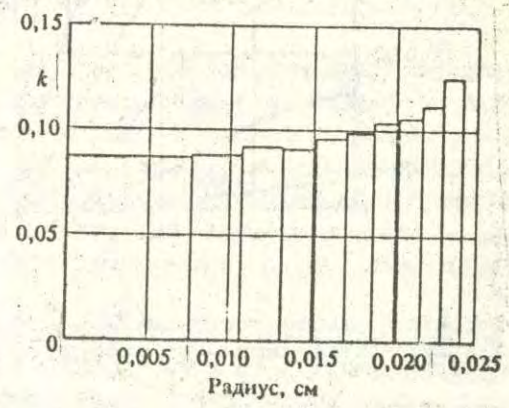


Рис. 2. Распределение скорости поглощения нейтронов в эмиттере (k — отношение скорости поглощения в зоне к полной скорости поглощения)

4.4. Только использование развитого ранее в ЛНФК метода обобщенных подгрупп (расчет резонансного поглощения без введения подгоночных параметров), реализованного в пакете программ САПФИР, позволило впервые выполнить совместно с Отделением ВВЭР прецизионные сравнительные исследования эффективности поглощающих элементов (пэлов) различного состава и размеров для реактора ВВЭР-1000 [36]. Расчеты выполнены с учетом неравномерного по объему ПЭЛ изменения их изотопного состава в процессе эксплуатации. Рассмотрены поглощающие композиции на основе бора (с различным обогащением по ^{10}B), гафния, диспрозия и кадмия—индия—серебра. Рассмотрены как однородные, так и составные (по высоте) конструкции пэлов. Ядерные данные для расчетов получены с помощью программ пакета САПФИР на основе современной американской библиотеки ядерных данных ENDF/B-VI. Эти исследования были предприняты в связи с работами по увеличению ресурса отечественных пэлов.

На рис. 3 и 4 показаны полученные в расчетах распределения концентраций изотопов бора и диспрозия по радиусу пэла при различных глубинах выгорания материала пэлов.

4.5. Также с помощью пакета САПФИР в сотрудничестве с Отделением ВВЭР проведено математическое моделирование некоторых ситуаций, которые могут возникнуть при запроектных авариях реактора ВВЭР-1000, приводящих к расплавлению активной зоны [37]. Получены эффективные ядерные константы для разрушенного топлива, и методом Монте-Карло проведены расчеты критичности топливосодержащих масс (расплава активной зоны), находящихся как на днище корпуса реактора, так и на бетонном основании шахты, при различной фрагментации топлива, размерах и составе расплава, различных концентрациях воды и борной кислоты в расплаве. Расчеты позволили оценить условия, при которых расплав заведомо подкритичен, и условия, при которых он может достигнуть критичности.

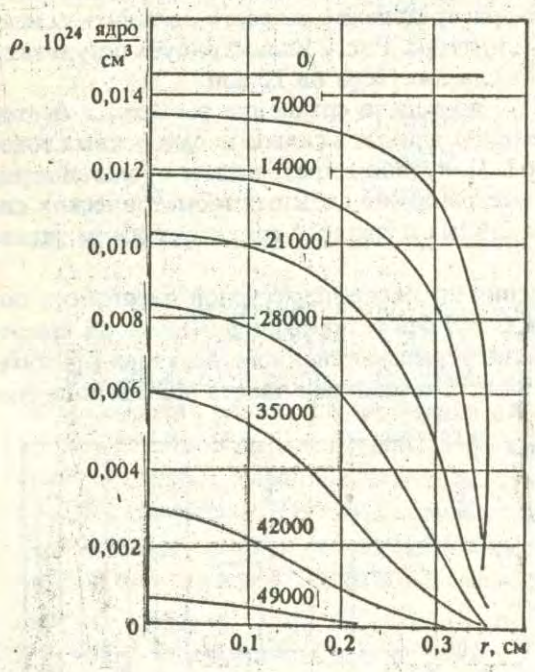


Рис. 3. Распределение концентрации ^{10}B по радиусу пэла при различной продолжительности работы, эффективные массы

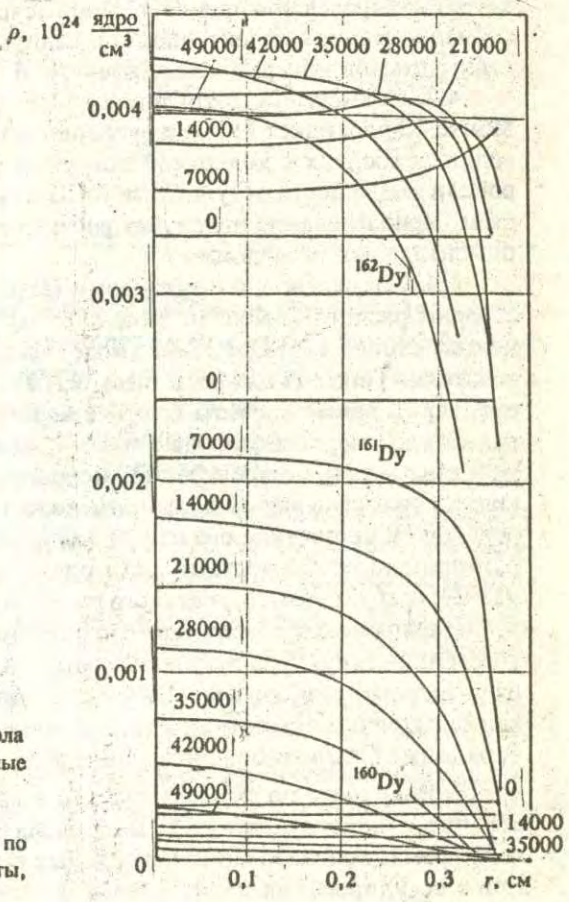


Рис. 4. Распределение изотопного состава диспрозия по радиусу пэла при различной продолжительности работы, эффективные массы

На рис. 5 показана зависимость K_∞ расплава от объемного водо-уранового отношения при различных диаметрах частиц UO_2 в расплаве и при различных концентрациях борной кислоты в воде.

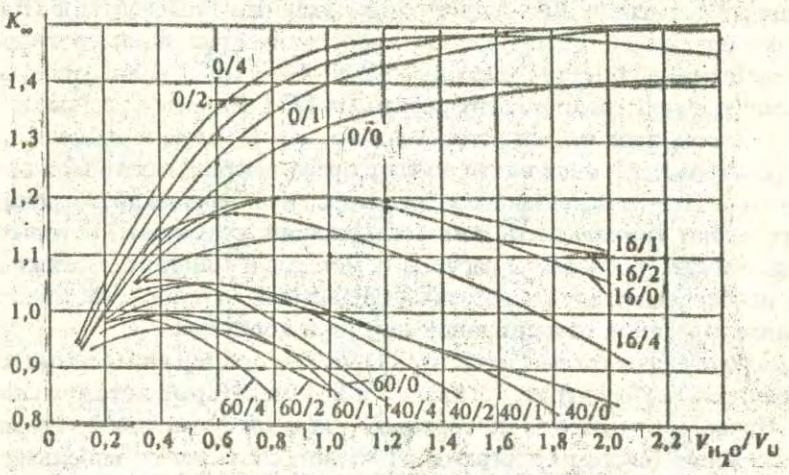


Рис. 5. Зависимость коэффициента размножения K_∞ расплава от объемного водо-уранового отношения при различных диаметрах частиц двуокиси урана d_T и концентрациях борной кислоты C_B. $x/y = C_B$ [г/л]$/d_T$ [см], $d_T = 0$ — гомогенная смесь

Особенности задач такого рода — помимо неопределенности в возможных геометрических формах, размерах и составах топливосодержащих масс — заключаются также в том, что в расплаве активной зоны могут образоваться области как с жестким спектром нейтронов, характерным для быстрых реакторов, так и с мягким спектром тепловых реакторов. Поэтому для расчета критичности расплавов активной зоны необходимо использовать универсальные программы, детально моделирующие пространственно-энергетическое распределение нейтронов во всем диапазоне энергий и верифицированные на представительном наборе экспериментов.

Пакет программ САПФИР на современном уровне отвечает этим требованиям и был выбран для проведения упомянутых расчетов именно из этих соображений.

5. МЕТОДИЧЕСКИЕ РАЗРАБОТКИ И РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ КОРПУСОВ И ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРОВ ВВЭР (ЯРП)

Проблема хрупкой прочности корпусов реакторов ВВЭР является одной из основных проблем, определяющих безопасность реакторов данного типа и ресурс их эксплуатации. Чтобы оценить и предсказать степень радиационного охрупчивания материала корпуса, необходимо определить с требуемой точностью радиационную нагрузку (спектр, плотность потока и флюенс повреждающих нейтронов) на внутренней поверхности и в толще основного металла и сварных швов корпуса, а также на образцах-свидетелях, изготавливаемых из корпусных материалов и размещаемых в различных зонах внутри корпуса.

Для решения этой проблемы проводятся расчетно-теоретические исследования, реперные эксперименты на простых системах, эксперименты на макетах реакторов ВВЭР и на реакторах действующих АЭС. Целью этих работ является создание методов и штатных систем мониторирования радиационной нагрузки для всех блоков АЭС с реакторами ВВЭР.

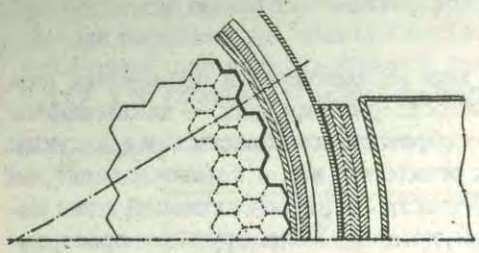
Примыкает сюда задача дозиметрического обеспечения радиационных испытаний материалов корпусов в различных специализированных устройствах.

ЛРП принимает участие во всех этих работах с 80-х годов.

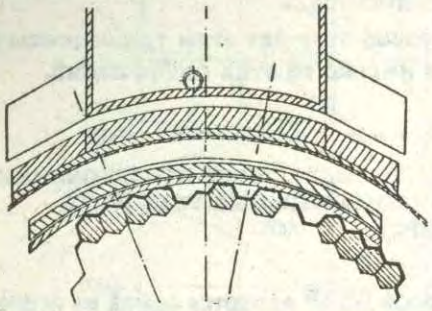
5.1. Подведены промежуточные итоги расчетно-экспериментальных исследований, выполненных совместно ЛРП, Институтом ядерных исследований (Ржеж, Чехия) и Исследовательским отделом завода энергетического машиностроения «Шкода» (Пльзень, Чехия) на макетах реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, точно моделирующих околокорпусное пространство этих реакторов [22]. Макеты созданы на реакторе LR-0 в ИЯИ. В рамках этих исследований проводились расчеты и измерения дифференциальных спектров нейтронов почти во всех представительных точках околокорпусного пространства. Точное моделирование реакторов и измерения дифференциальных спектров определяют уникальность этих исследований, результаты которых должны быть использованы для обоснования расчетных методов и констант, а также для получения данных, необходимых для разработки стандартных методов и систем эксплуатационного мониторирования радиационной нагрузки корпусов.

На рис. 6 показаны схемы макетов, на рис. 7 — пример измеренных и рассчитанных дифференциальных спектров, а в табл. 7 и 8 — некоторые интегральные результаты.

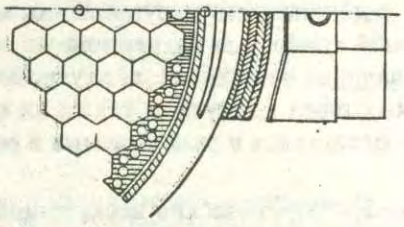
5.2. Продолжены работы по верификации и обоснованию программно-константного обеспечения (системы программ и библиотек констант), используемого для многогрупповых расчетов пространственно-энергетических распределений нейтронов вне активных зон реакторов ВВЭР [8, 28]. Система включает многогрупповые библиотеки констант на базе файлов библиотек ENDF/B-IV и ENDF/B-VI, программы подготовки многогрупповых библиотек и программы ANISN и DOT для расчета переноса нейтронов и γ-излучения. Все эти программные средства разработаны в США и адаптированы в ЛРП для PC/AT. Система показана на рис. 8.



ВВЭР-440.



ВВЭР-440 с кассетами-экранами



ВВЭР-1000

Рис. 6. Схемы макетов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 на сборке LR-0

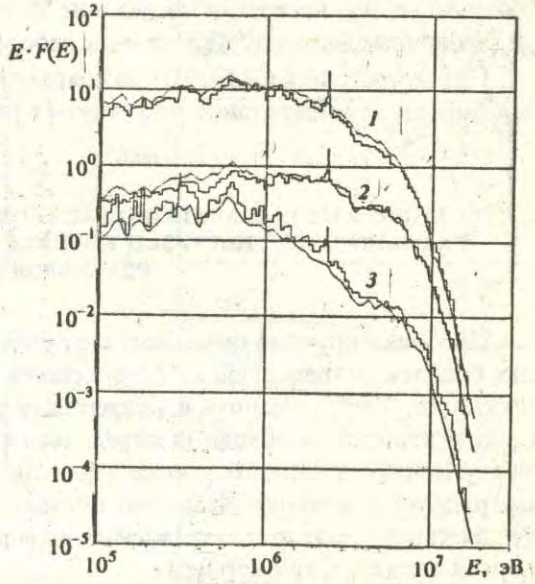


Рис. 7. Экспериментальные (·····|) и расчетные (⊓⊔⊓) спектры нейтронов в различных точках макета ВВЭР-440: *1* — образцы-свидетели; *2* — внутренняя поверхность корпуса; *3* — наружная поверхность корпуса

Таблица 7. Спектральные индексы $\varphi(E > E_i, R)/\varphi(E > 0{,}5$ МэВ, $R)$

R	Макет	Усреднение*)	E_i, МэВ			
			0,1	0,5	1,0	3,0
Корзина	$A(0°)$	E	1,69	1,0	0,557	0,101
		C/E	—	—	—	—
	$B(0°)$	E	1,67	1,0	0,513	0,0817
		C/E	1,06		0,99	0,95
	$C(20°)$	E	1,53	1,0	0,604	0,142
		C/E	1,07		0,96	0,80
	$D(0°)$	E	1,90	1,0	0,479	0,0624
		C/E	1,0		0,95	0,93
Внутренняя поверхность корпуса	$A(0°)$	E	1,57	1,0	0,630	0,151
		C/E	0,99		1,06	1,02
	$B(0°)$	E	1,55	1,0	0,630	0,151
		C/E	1,05		1,02	1,05
	$C(20°)$	E	1,49	1,0	0,692	0,202
		C/E	1,05		0,99	0,94
	$D(0°)$	E	1,54	1,0	0,687	0,208
		C/E	1,04		1,02	0,91
Наружная поверхность корпуса	$A(0°)$	E	2,14	1,0	0,388	0,0516
		C/E	1,07		1,04	0,99
	$B(0°)$	E	2,11	1,0	0,389	0,0459
		C/E	1,17		1,03	1,17
	$C(20°)$	E	1,96	1,0	0,438	0,0717
		C/E	1,16		0,95	0,84
	$D(0°)$	E	2,86	1,0	0,322	0,0304
		C/E	0,95		1,14	1,56

*) E — здесь и далее усреднение по экспериментальному спектру, C — по расчетному (константы ENDF/B-VI).

Таблица 8. Пространственно-энергетические индексы $\varphi(E > E_i, R_1)/\varphi(E > 0{,}5$ МэВ, $R_2)$ (R_1 — внутренняя поверхность корпуса, R_2 — наружная)

Макет	Усреднение	E_i, МэВ			
		0,1	0,5	1,0	3,0
$A(0°)$	E	4,39	5,97	9,70	18,2
	C/E	0,86	0,93	0,95	0,96
$B(0°)$	E	3,95	5,37	8,69	17,6
	C/E	0,89	0,99	0,98	0,89
$C(20°)$	E	4,37	5,73	9,07	16,1
	C/E	0,79	0,88	0,92	0,98
$D(0°)$	E	4,03	7,49	16,0	51,2
	C/E	1,45	1,34	1,19	0,78

Проведены сравнения расчетных и измеренных спектров в различных точках макета ВВЭР-440. На рис. 9 показаны отношения на наружной поверхности корпуса экспериментальных спектров и расчетных, полученных с использованием констант железа из библиотек ENDF/B-IV и ENDF/B-VI [9]. Видно, что утечка нейтронов через слой железа толщиной 15 см в области энергий 2—10 МэВ недооценивается при использовании констант из библиотеки ENDF/B-IV.

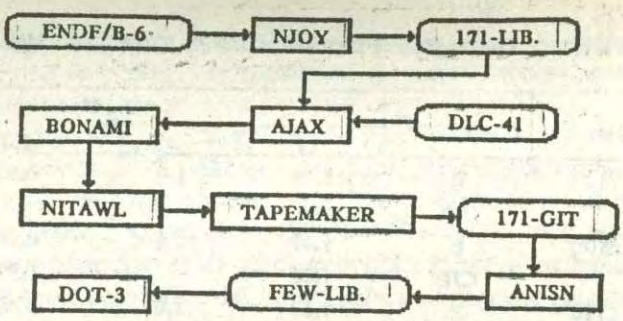


Рис. 8. Система программ и библиотек констант для расчета переноса нейтронов и γ-излучения вне активных зон ВВЭР: ⬭ — библиотеки констант; ▭ — программы

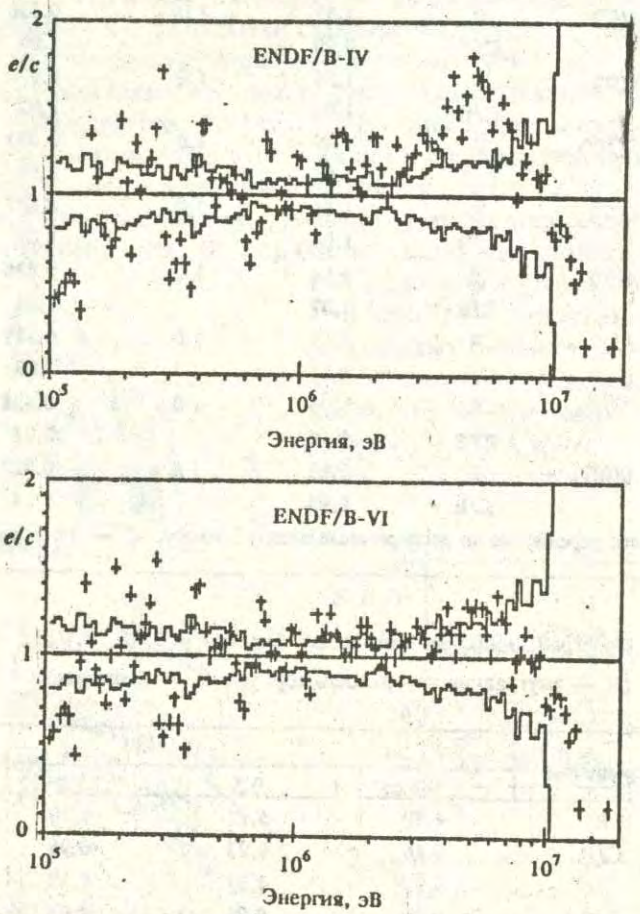


Рис. 9. Отношения экспериментальных (*e*) и расчетных (*c*) значений плотности потока нейтронов на наружной поверхности макета корпуса ВВЭР-440: + — отношение *e*/*c*; ⌐— погрешность экспериментальных данных (2σ)

В табл. 9 приводятся интегральные сечения $\bar{\sigma}_r$, которые можно использовать для оценки плотности потока нейтронов с энергиями выше 0,5 МэВ $\varphi_{0,5}$ в реакторе ВВЭР-440 по результатам измерения скоростей реакций A_r: $\varphi_{0,5} = A_r/\bar{\sigma}_r$. Эти интегральные сечения получены для реакций ^{54}Fe (n, p), (90% интервал отклика 2,0—8,5 МэВ) и ^{93}Nb (n, n') (90% интервал отклика 0,425—5,3 МэВ) с использованием для усреднения как экспериментальных (Е), так и расчетных (С) спектров в трех точках: на шахте, на внутренней и на наружной поверхностях корпуса.

Таблица 9. Интегральные сечения реакций $^{54}Fe\ (n, p)$ и $^{93}Nb\ (n, n')$ в точках на шахте (I), на внутренней (II) и наружной (III) поверхностях корпуса ВВЭР-440

Точка	$^{54}Fe\ (n, p)$			$^{93}Nb\ (n, n')$		
	E	C	E/C	E	C	E/C
I	41,8	38,7	1,08	110,3	107,5	1,03
II	65,4	65,7	1,00	126,2	129,0	0,98
III	23,1	19,5	1,18	83,0	79,4	1,05

5.3. Продолжались расчетные нейтронно-физические исследования установки КОРПУС, созданной в НИИАР (Димитровград) для проведения радиационных испытаний материалов корпусов ВВЭР [7, 44]. Эти исследования проводились с целью оценки условий облучения образцов и оптимизации компоновки установки КОРПУС (подбор условий облучения, соответствующих реальным условиям эксплуатации корпусов). В то же время дозиметрические эксперименты и расчеты проводятся с целью получения реперных данных для проверки и обоснования расчетных методов и констант: на базе установки КОРПУС может быть создан дозиметрический бенчмарк.

На рис. 10 показаны расчетные интегральные спектры нейтронов в различных точках одной из компоновок устройства КОРПУС. Там же приведен спектр на внутренней поверхности корпуса ВВЭР-1000. Видно, что в этой компоновке можно проводить ускоренные испытания образцов в спектре реального реактора.

На рис. 11 показано поле спектрального индекса, а на рис. 12 — эффективного сечения образования смещений для этой же компоновки устройства.

Крайне важный момент при радиационных испытаниях материалов — обеспечение необходимого уровня и равномерности температуры образцов. С этой целью проводятся расчеты и измерения радиационного энерговыделения. Результаты расчетов поля объемного энерговыделения Q_v, Вт/см^3, представлены на рис. 13.

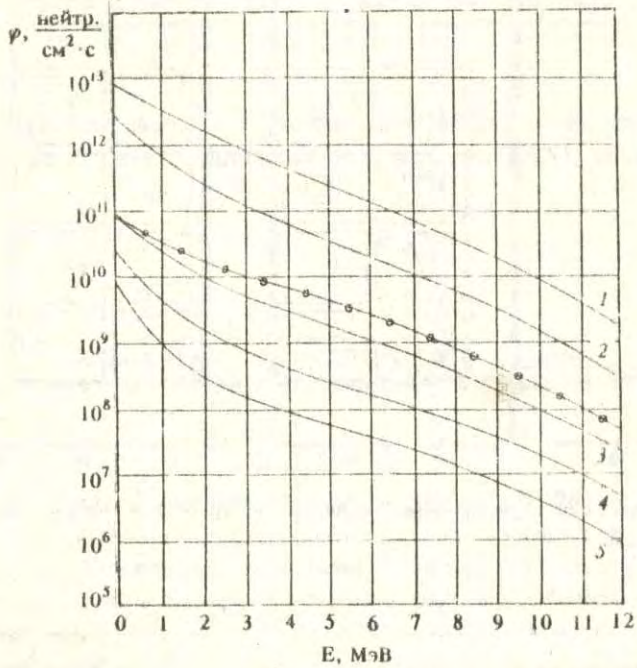


Рис. 10. Интегральные спектры плотности потока нейтронов в различных точках установки КОРПУС: *1—5* — номера рядов облучательных ампул; —o— — спектр на внутренней поверхности корпуса ВВЭР-1000

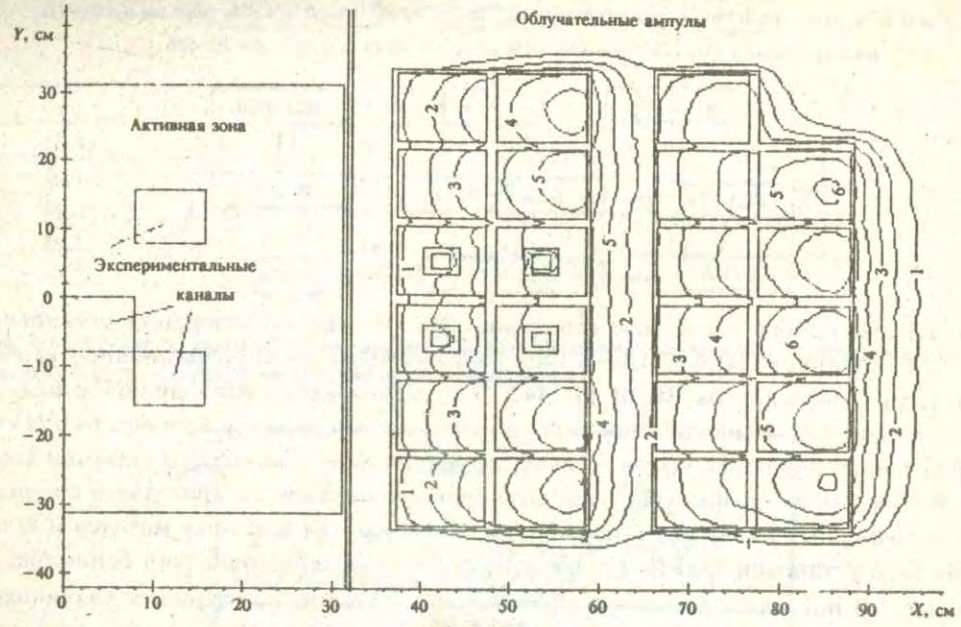


Рис. 11. Поле спектрального индекса СИ в установке КОРПУС при $Z = 0$. СИ $= \dfrac{\Phi(E > 0{,}55\ \text{МэВ})}{\Phi(E > 3{,}01\ \text{МэВ})}$

Обозначение	1	2	3	4	5	6
СИ	6	8	10	13	16	19

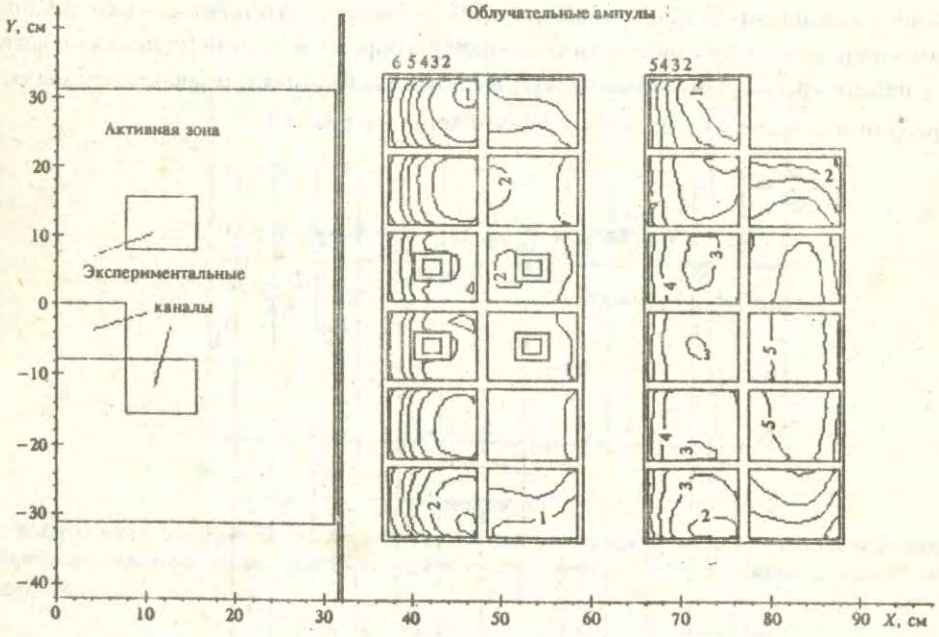


Рис. 12. Поле эффективного сечения образования смещений σ в установке КОРПУС при $Z = 0$.
$\sigma = \dfrac{\text{Dpa}}{\Phi(E > 0{,}55\ \text{МэВ})}\ 10^{-21}\ \text{см}^2$

Обозначение	1	2	3	4	5	6
Сечение	0,90	0,91	0,92	0,93	0,94	0,96

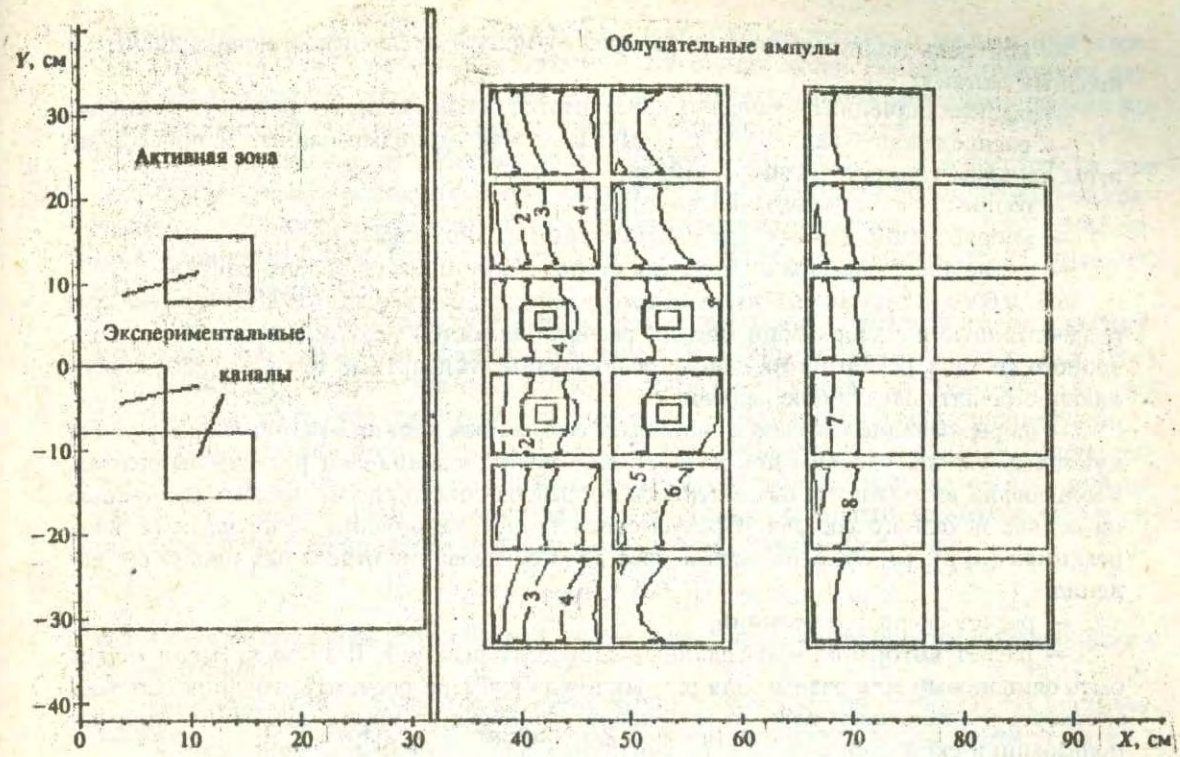


Рис. 13. Поле объемного энерговыделения Q_γ от поглощенного γ-излучения в установке КОРПУС при Z = 0

Обозначение	1	2	3	4	5	6	7	8
Q_γ, Вт/см^3	2,0	1,0	0,5	0,2	0,1	0,05	0,02	0,01

373666 НИР

5.4. Продолжены исследования алгоритмов решения трехмерных задач переноса нейтронов, один из которых реализован в программе TANI, разработанной в ЛРП [35].

6. РАЗРАБОТКА ЭКСПЕРТНОЙ СИСТЕМЫ ДЛЯ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ (ЛПК)

6.1. В рамках создания экспертной системы SHIPR [27, 26, 45, 19, 20] разработана подсистема FS («Фронтальная оболочка») [24], реализующая дружественный интерфейс с пользователем при подготовке исходных данных для расчета с помощью больших комплексов программ или стандартных путей расчета. Обеспечивается выполнение следующих функций:

— наглядное представление данных на экране и их редактирование в диалоге с пользователем;

Институт Атомной Энергии им. И. В. Курчатова БИБЛИОТЕКА

— контроль полноты данных и запрос от пользователя недостающих значений входных данных;

— задание значений физических констант и служебных параметров по умолчанию;

— распределение каналов ввода/вывода между группами данных и присвоение этим каналам конкретных имен файлов;

— разные способы ввода информации;

— упорядочение данных при предъявлении их пользователю;

— возможность выбора файлов для стандартного пути из общего списка.

6.2. В библиотеку вычислительных модулей экспертной системы SHIPR включены разработанные в Лаборатории модули расчета скоростей реакций и изменения изотопного состава [25] и на их основе реализованы стандартные пути расчета, позволяющие решать следующие задачи:

— формирование информации по всем возможным реакциям и цепочкам распада нуклидов в виде, удобном для дальнейшего использования при расчете выгорания. Реализована возможность автоматического выбора списка рассчитываемых нуклидов на основе исходного состава. Предусмотрен расчет накопления водорода и гелия в реакциях (n, p), (n, α), α-распада и учет доли образования отдельных продуктов деления;

— расчет скоростей реакций;

— расчет выгорания при заданных скоростях реакций. Шаг по времени может быть одинаковым или разным для разных нуклидов. При расчете выгорания есть возможность учета относительного изменения мощности во время облучения (при использовании скоростей реакций, рассчитанных для номинальной мощности).

Для удобства анализа информации по цепочкам и скоростям реакций создано несколько специализированных модулей печати прямых и инвертированных списков, т.е. по реакциям образования и распада каждого нуклида, участвующего в расчете.

7. ОБЩИЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ (П.Э. НЕМИРОВСКИЙ)

В настоящее время в принципиальном плане атомная энергия является единственным источником, способным с минимальным ущербом для окружающей среды удовлетворить растущие энергетические потребности человечества в течение многих столетий. Однако в далеком будущем в принципе возможен отказ от нее из-за перехода на иные, более экологичные источники энергии. При таком отказе естественным будет желание восстановить радиационный и химический баланс в природе на уровне, предшествовавшем появлению ядерной энергетики.

Выполнен анализ возможности полного уничтожения радиоактивных отходов ядерной энергетики в случае отказа от нее в будущем. Показано, что трансурановые элементы можно выжечь в быстром реакторе почти полностью, вплоть до количеств, составляющих одну загрузку реактора из конечного продукта (~ 1000 кг). Осколки предлагается хранить порядка 1000 лет, а затем растворить в океане, что увеличит ионизацию морской воды на 0,03%.

8. ИССЛЕДОВАНИЯ АВТОМОДЕЛЬНЫХ РЕШЕНИЙ НЕЛИНЕЙНОГО УРАВНЕНИЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ (ЛРП)

Работы выполняются совместно с ИЯС РНЦ КИ и ИПМ РАН.

8.1. *Численный поиск предельного цикла около асимптотики решений со свойством* $y(0) = y'(0) = 0$. Теоретические исследования решений автомодельного уравнения нелинейной теплопроводности показали, что существует решение $(y(s), w(s))$ со свойствами $y(0) = 0$ и $w(0) = y's^p = 0$. Для любого такого решения имеет место

асимптотика $y \sim cs^{-2/(\sigma+1)}$. Однако только для достаточно малых значений $a = (1/2)(\beta - \sigma - 1)$ удалось доказать единственность этого. Из единственности следует непрерывность всего семейства решений с нулевым потоком тепла в начале координат, из чего получается оценка числа собственных функций.

Показано также, что уравнение для отклонения решения от асимптотики при подходящей замене координат имеет вид автономной системы с экспоненциально убывающим возмущением. Асимптотика при этом соответствует стационарной точке невозмущенной системы. Также показано, что существует ровно одно решение, имеющее эту точку пределом.

Неоднозначность решения возможна лишь при наличии предельного цикла вокруг стационарной точки. Этот факт и проверялся экспериментально. Во всех численных экспериментах кривая в логарифмическом масштабе уходила на бесконечность, что позволяет думать, что семейство решений с нулевым потоком всегда непрерывно.

8.2. *Расчетная проверка гипотезы о нулях обобщенной вырожденной гипергеометрической функции.* В ряде вопросов математической физики, например, при исследованиях нелинейной теплопроводности возникают обобщенные вырожденные гипергеометрические функции, т.е. решения систем N уравнений вида

$$\ddot{\vec{U}} + \dot{\vec{U}}p/t = A(\dot{U}t - Bu), \quad \dot{\vec{U}}t^p \to 0, \quad t \to 0,$$

где A — диагональная матрица, а B — матрица с неотрицательными членами всюду вне диагонали.

Определенный интерес представляет количество нулей на компонентах решения. Назовем его W_z. Этот вопрос можно свести к исследованию числа перемен знака у коэффициентов целой функции $\vec{U}(t) = \sum_0^\infty \vec{U}_k t^{2k}$. Пусть λ — максимальное собственное число B (оно положительно и не кратно по теореме Фробениуса) и M — минимальное целое число, не меньшее, чем $\lambda/2$.

Для размерности $N = 1$ имеет место классический результат: $N_z = M$.

Для $N = 2$ было показано, что $N_z = M + 1$, причем это число достигается лишь на одной компоненте, а на другой оно не более M.

Предполагалось, что всегда $N_z = M + N - 1$. Численный эксперимент это подтвердил для $N = 3$ и $N = 4$. Однако при $N = 3$ удавалось получить числа нулей по компонентам $M + 2$, $M + 1$, $M + 1$.

9. РАБОТА ОТРАСЛЕВОГО ФОНДА АЛГОРИТМОВ И ПРОГРАММ И ЦЕНТРА ПО ЭКСПЕРТИЗЕ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ (ЛРП)

9.1. Продолжалось пополнение Отраслевого фонда алгоритмов и программ для расчета ядерных реакторов и радиационной защиты (ОФАП-ЯР). В 1994 г. в фонд было принято 39 программных средств (программ и библиотек констант). Всего в ОФАП-ЯР в настоящее время депонировано 290 программ и 38 библиотек констант. В информационном фонде ОФАП-ЯР содержится 2600 документов.

9.2. В соответствии с Лицензионным договором между Научно-техническим центром Госатомнадзора России (НТЦ ГАН РФ) и РНЦ КИ Лаборатория реакторных программ аккредитована при НТЦ ГАН РФ в качестве Центра по экспертизе программных средств (ЦЭП). Центр обеспечивает проведение экспертизы и аттестации программных средств (ПС) по таким направлениям, как нейтронно-физические расчеты реакторов и радиационной защиты; связанные расчеты нейтронно-физических, гидродинамических и термодинамических процессов, тепломассоперенос и гидродинамика, расчет аварийных режимов ЯЭУ; радиационная безопасность, дозиметрия,

определение выброса радиоактивных материалов, и организует работу соответствующих тематических секций Совета по аттестации ПС при НТЦ ГАН РФ. ЦЭП участвует также в обеспечении экспертизы ПС по распределению деформаций и напряжений, механике конструкций, инженерным расчетам конструкций.

Процедура аттестации ПС включает испытания ПС и их депонирование в ОФАП-ЯР, экспертизу в соответствующих секциях Совета при участии независимых экспертов, утверждение результатов экспертизы в Совете. На ПС, прошедшие аттестацию, оформляются соответствующие паспорта.

Среди ПС, аттестованных в 1994 г., программы (с соответствующими библиотеками констант), разработанные на базе созданного в Отделе совместно с НИТИ пакета прикладных программ САПФИР, упоминавшегося выше в п. 3 и 4: программа САПФИР-ВВР для расчета ячеек водо-водяных реакторов и САПФИР-ВВРТ для расчета ячеек водо-водяных реакторов транспортных ядерно-энергетических установок. Эти программы, а также разработанная в НИТИ программа BMVC-T аттестованы вместе с библиотекой констант ИАЭ-87, разработанной в Отделе.

10. ГРАНТЫ

Часть работ Отдела выполнялась в 1994 г. при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований — грант № 94-02-06049 (руководитель Л.В. Майоров), Фонда поддержки инициативных проектов РНЦ КИ — гранты № 28 (руководители С.М. Зарицкий и П.Н. Алексеев — ИПБ РНЦ КИ), № 43 (руководитель Н.И. Лалетин), № 49 (руководитель Л.В. Майоров), Фонда поддержки научных исследований молодых ученых РНЦ КИ — гранты № 33 (В.В. Веретенов), № 34 (А.Е. Глушков), № 39 (М.А. Калугин), № 43 (А.Ю. Курченков).

ПУБЛИКАЦИИ ОТДЕЛА

В 1994 г. сотрудниками Отдела физики ядерных реакторов опубликовано (отчасти в соавторстве с сотрудниками других подразделений и Институтов):

— 4 отчета о научно-исследовательской работе;
— 19 докладов на конференциях и семинарах;
— 14 препринтов;
— 10 статей;
— 1 диссертация;
— 1 монография (редактирование).

Список публикаций следует ниже.

1. Абагян Л.П. Библиотека резонансных параметров LIPAR-5. Часть 2. Содержание и основные характеристики: Препринт ИАЭ-5774/4. — М., 1994.
2. Абагян Л.П., Глушков А.Е., Гомин Е.А., Калугин М.А. Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 2. Константное обеспечение: Препринт ИАЭ-5777/5. — М., 1994.
3. Абагян Л.П., Глушков А.Е., Гомин Е.А., Калугин М.А., Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 3. Общее описание и алгоритмы. Часть 1. Физический модуль: Препринт ИАЭ-5736/5. — М., 1994.
4. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И., Глушков А.Е., Гомин Е.А., Гуревич М.И., Калугин М.А., Майоров Л.В., Марин С.В., Юдкевич М.С. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов Том 4. Верификация: Препринт ИАЭ-5741/5. — М., 1994.
5. Abagyan L., Alexeyev N., Bryzgalov V., Glushkov A., Gomin E., Gurevich M., Kalugin M., Maiorov L., Marin S., Yudkevich M. MCU Monte Carlo Code for Nuclear Reactor Calculations. Verification: Preprint IAE-5751/5. — M., 1994.

6. Андрианов Г.Я., Ионов В.С., Крайнов Ю.А., Алексеев Н.И., Гуревич М.И., Хамаза В.А., Островский В.Р. Сопоставление расчетных и экспериментальных данных критических экспериментов по активной зоне с гексагональной кольцевой полостью: Докл. на 5-м семинаре «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-94» (Обнинск, 25—27 октября 1994 г.) (совместно с Отделением ВВЭР ИЯР РНЦ КИ).
7. Brodkin E.B., Egorov A.L., Golovanov V.N., Markina N.V., Raetsky V.M., Sulaberidze V.Sh., Tsikanov V.A., Zaritsky S.M. The irradiation facility KORPUS for irradiation of the reactor structure materials. — In: Reactor Dosimetry, ASTM STP 1228, Philadelphia, 1994 (совместно с ГНЦ НИИАР, Димитровград).
8. Brodkin E.B., Egorov A.L., Zaritsky S.M. The PC/AT software for multigroup calculations of neutron transport by discrete ordinates and ENDF/B data files. — In: Reactor Physics and Reactor Computations. Proc. of the Intern. Conf. (Tel-Aviv, January 23—26, 1994), p. 657—663.
9. Brodkin E.B., Egorov A.L. Calculated neutron spectra and responses in the pressure vessel of a WWER-440 using ENDF/B-4 and ENDF/B-6 evaluations and comparison with the measured spectra in WWER-440 mock-up. — In: Proc. of 8th Intern. Conf. on Radiation Shielding (Arlington, Texas, April 24—28, 1994), p. 694—698.
10. Глушков А.Е. Программа RAPAN-1 расчета сечений в области разрешенных резонансов. — Препринт ИАЭ-5700/5. — М., 1994.
11. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В., Марин С.В. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 1. Описание применения и инструкция для пользователя: Препринт ИАЭ-5772/5. — М., 1994.
12. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 5. Описание архитектуры: Препринт ИАЭ-5739/5. — М., 1994.
13. Гомин Е.А., Марин С.В., Цимбалов С.А. Программа MCU. Расчет переходной функции нейтронного бета-эмиссионного детектора. — Препринт ИАЭ-5755/5. — М., 1994 (совместно с Отделением ВВЭР ИЯР РНЦ КИ).
14. Гуревич М.И. Алгоритм поиска геометрических зон. ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994., № 3.
15. Гуревич М.И. Роль очередей в архитектуре пакетов программ для решения уравнения переноса методом Монте-Карло. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, № 4.
16. Гуревич М.И., Алексеев Н.И. Программа MCU для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Язык описания геометрии NCGSIM для геометрического модуля NCG: Препринт ИАЭ-5771/5. — М., 1994.
17. Gurevich M.I., Bryzgalov V.I. The neutron flux density calculations by Monte Carlo code for the double heterogeneity fuel. — In: Reactor Physics and Reactor Computations. Proc. of the Intern. Conf. (Tel-Aviv, January 23—26, 1994), p. 199—196.
18. Гуревич М.И., Тельковская О.В. Ограниченность числа максимумов автомодельного решения квазилинейного уравнения теплопроводности. — Математическое моделирование, 1994, т. 6, № 9, с. 73—79 (совместно с ИЯС РНЦ КИ).
19. Дементьева Д.Ю., Зизин М.Н. Тестовые двух- и трехмерные нейтронно-физические расчеты с помощью семейства JAR-подобных программ. — В кн.: Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-92: Сборник докладов семинара (Обнинск, 27—29 октября 1992 г.). — Обнинск, 1994, с. 41—47.
20. Дементьева Д.Ю., Зизин М.Н., Ярославцева Л.Н. Расчет связанных реакторных подобластей диффузионным и Sn-методом в среде интеллектуальной программной оболочки ShIPR: Докл. на 5-м семинаре «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-94» (Обнинск, 25—27 октября 1994 г.).
21. Егоров А.Л. Расчетно-экспериментальные исследования переноса нейтронов и гамма-квантов в обоснование компоновочных решений, конструкции и технологии демонтажа оборудования ядерных энергетических установок: Автореферат дис. на соиск. учен. степ. канд. техн. наук. — М.: ВНИИАМ, 1994.
22. Zaritsky S.M., Osmera B. Review of theoretical and experimental investigations of VVER pressure vessel radiation damage in engineering benchmarks. — In: Reactor Physics and Reactor Computations. Proc. of the Intern. Conf. (Tel-Aviv, January 23—36, 1994), p. 757 — 765 (совместно с ИЯИ, Ржеж, Чешская республика).
23. Зизин М.Н. Предложения по критериям оценок программного продукта, проходящего процедуру аттестации: Докл. на 5 м семинаре «Алгоритмы и программы для нейтронно физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-94» (Обнинск, 25 — 27 октября 1994 г.).
24. Зизин М.Н. Богданкевич В.Л., Дементьева Д.Ю., Тихонова Н.В. Демонстрационная версия фронтальной оболочки для подготовки исходных данных для реакторных расчетов в среде интеллектуальной программной оболочки ShIPR. Там же.
25. Зизин М.Н., Дементьева Д.Ю., Чибиняев А.В. Расчет выгорания для тестовой модели реактора SNR-300. Там же (совместно с Отделением высокотемпературной энергетики ИЯР РНЦ КИ).

26. Зизин М.Н., Тихонова Н.В. Файловая СУБД МД77. Комплекс программ, реализующих на Фортране-77 прямые методы доступа по именам к массивам, хранящимся на внешних носителях: Препринт ИАЭ-5743/5. — М., 1994.
27. Зизин М.Н., Шушаков А.В., Дементьева Д.Ю., Сушнова Н.Б. Интеллектуальная программная оболочка ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Общее описание: Препринт ИАЭ-5701/5. — М., 1994.
28. Ilieva K.D., Belousov S.I., Antonov S.Yu., Zaritsky S.M., Brodkin E.B. Test calculations of the neutron flux on VVER-1000 reactor pressure vessel. — In: Reactor Dosimetry, ASTM STP 1228, Philadelphia, 1994 (совместно с ИЯИЯЭ БАН, София, Болгария).
29. Лалетин Н.И. Двухкомпонентное представление матрицы эффективных сечений поглощения—деления в методе поверхностных гармоник. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 1, с. 11—19.
30. Лалетин Н.И. О некоторых проблемах ядерной энергетики. Анализ нейтронно-физического расчетного инструментария: Докл. на 5-м семинаре «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-94» (Обнинск, 25—27 октября 1994 г.).
31. Laletin N.I. Advanced approaches for neutron-physical calculations of non-uniform reactor lattices. — In: Final Report of TIC. Volume 2. Theoretical Investigations of the Physical Properties of WWER-type Uranium-Water Lattices. — Budapest: Akademiai Kiado, 1994, p. 407— 453.
32. Maiorov L.V. Editor. Final Report of TIC. Volume 2. Theoretical Investigations of the Physical Properties of WWER-type Uranium-Water Lattices. — Budapest: Akademiai Kiado, 1994.
33. Maiorov L.V. The Monte Carlo codes and their applications. — In: Final Report of TIC. Volume 2. Theoretical Investigations of the Physical Properties of WWER-type Uranium-Water Lattices. — Budapest: Akademiai Kiado, 1994, p. 70—148.
34. Maiorov L.V. Verification of design codes for analysis of hexagonal lattices. — Transactions of the American Nuclear Society, 1994, vol. 71, p. 481—482.
35. Moriakov A.V. TANI transport code. — In: Proc. of the 8th Intern. Conf. on Radiation Shielding (Arlington, Texas, April 24—28, 1994), p. 547—550.
36. Осадчий А.И., Тебин В.В. Совершенствование ПЭЛ реактора ВВЭР-1000. Часть 1. Отчет РНЦ КИ № 32/1-2146-94 (совместно с Отделением ВВЭР ИЯР РНЦ КИ).
37. Осадчий А.И., Тебин В.В., Ильченко А.В., Резниченко М.И. Подкритичность разрушенных активных зон реактора ВВЭР-1000. Отчет РНЦ КИ № 32/1-2169-94, 1994 (совместно с Отделением ВВЭР ИЯР РНЦ КИ).
38. Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Носов В.И., Брызгалов В.И., Бубелев В.Г., Воробьев И.И., Гарин В.П., Глушков А.Е., Гомин Е.А., Демин В.Е., Зимин А.А., Кухаркин Н.Е., Компаниец Г.В., Крутов А.М., Лобынцев В.А., Майоров Л.В., Поляков Д.Н., Чуняев Е.И. Малогабаритная промежуточная гетерогенная критическая сборка с гидридциркониевым замедлителем и высокообогащенным топливом. Бенчмарк-эксперимент и расчет: Препринт ИАЭ-5819/4. — М., 1994 (совместно с Отделением высокотемпературной энергетики ИЯР РНЦ КИ).
39. Соколов А.П., Сааков Э.С., Гарусов Ю.В., Черников О.Г., Султанов Н.В. Влияние перестановки родиевого ДПЗ в РБМК-1000 на коэффициенты выгорания топлива и материала эмиттера. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 6, с. 470—473 (совместно с ЛАЭС).
40. Султанов Н.В. Матрица поглощения—деления и матрицы реакций в методе поверхностных гармоник. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 1, с. 19—28.
41. Султанов Н.В. Расчет сопряженной функции методом поверхностных псевдоисточников в опциях РАЦИЯ и КЛАРА комплекса WIMS-SH: Докл. на 5-м семинаре «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-94» (Обнинск, 25—27 октября 1994 г.).
42. Султанов Н.В., Даничева И.А. Влияние граничных условий на расчет K_∞ в ячейках типа ВВЭР. Там же.
43. Тебин В.В. Верификация библиотек ядерных данных в Лаборатории нейтронно-физических констант: Отчет РНЦ КИ № 36/1-2149-94, 1994.
44. Цыканов В.А., Голованов В.Н., Раецкий В.М., Маркина Н.В., Зарицкий С.М. и др. Конструкция и основные характеристики облучательного стенда КОРПУС на реакторе РБТ-6: Отчет ГНЦ НИИАР 0-4315, 1994 (совместно с ГНЦ НИИАР, Димитровград).
45. Шиленко Б.Л., Сушнова Н.Б., Зизин М.Н. Версия планировщика вычислительного процесса PLEX-F на языке FoxPro для интеллектуальной программной оболочки ShIPR: Докл. на 5-м семинаре «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов — Нейтроника-94» (Обнинск 25—27 октября 1994 г.) (совместно с ГНЦ ФЭИ).
46. Yudkevich M.S. Nuclear data for reactor codes. — In: Final Report of TIC. Volume 2. Theoretical Investigations of the Physical Properties of WWER-type Uranium-Water Lattices. — Budapest: Akademiai Kiado, 1994, p. 20—69.
47. Yudkevich M.S. Analysis of uranium-water critical assemblies calculation results. — In: Intern. Conf. «Nuclear Data for Science and Technology» (May 9—13, 1994, Gatlinburg, USA).

Статья поступила в редакцию 12 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 13—22.

A METHOD FOR NEUTRON CROSS SECTIONS CALCULATIONS IN THE RESOLVED RESONANCE REGION

A.E. Glushkov, L.V. Maiorov,
RRC «Kurchatov Institute», 123182, Moscow

A general description of the RAPAN quick-operating algorithm based on a new approach for accurate neutron cross section calculations in the resolved resonance region is presented. The RAPAN code is included into the MCU Monte Carlo code.

МЕТОД РАСЧЕТА НЕЙТРОННЫХ СЕЧЕНИЙ В ОБЛАСТИ РАЗРЕШЕННЫХ РЕЗОНАНСОВ. А.Е. ГЛУШКОВ, Л.В. МАЙОРОВ. Приводится общее описание быстродействующего алгоритма RAPAN, основанного на новом подходе к проведению точных расчетов нейтронных сечений в области разрешенных резонансов. Программа RAPAN включена в программу MCU расчета реакторов методом Монте-Карло.

For Monte Carlo solving the neutron transport equation it is important to calculate accurately and quickly resonance cross section values in process of Monte Carlo game. The commonly used approaches are based on a simple resonance curve interpolation and therefore are not optimal ones. In opposite, the CROSS code [1] that was traditionally used in the MCU Monte Carlo code [2] calculates the resonance cross sections by summing over all resonances, giving the cross section of the energy point considered. This algorithm requires too much run time. It seems to be important to use alternative algorithms free of both the simple interpolation and the total summation method deficiencies. Similar RAPAN [3] algorithm included into the MCU code is described below.

The resonance cross sections are calculated directly from resonance parameters at every energy point during the process of Monte Carlo game. This allows one to model systems with various temperatures without calculating interpolation points of resonance curves in advance. The cross sections are calculated on the basis of the ψ—χ approach. The formalisms used are: single—level Breit—Wigner, multilevel Breit—Wigner and Adler—Adler.

For these formalisms, the cross section of any reaction can by presented in general form

$$\sigma(E) = A(E) + \sum_k F_k(E), \tag{1}$$

where $A(E)$ is a smooth function and $F_k(E)$ describes the contribution of k-th resonance level into the cross section. The summation is taken over all the resonance levels.

In the RAPAN algorithm the whole of the resolved energy region is broken up into N equal intervals with given width L. Let us consider such energy interval $[E_{l1}, E_{l2}]$ with number l and a corresponding wider interval $[E'_{l1}, E'_{l2}]$, where $E'_{l1} = E_{l1} - \varepsilon$, $E'_{l2} = E_{l2} + \varepsilon$, and ε is a preassigned positive parameter. By virtue of (1), for any energy E such that $E_{l1} < E < E_{l2}$ we may write:

$$\sigma(E) = \tilde{\sigma}(E) + R(E), \tag{2}$$

where

$$\tilde{\sigma}(E) = \sum_{j,\, E_{0j} \in [E'_{l1} E'_{l2}]} F_j(E), \tag{3}$$

$$R(E) = A(E) + \sum_{j,\, E_{0j} \notin [E'_{l1} E'_{l2}]} F_j(E). \tag{4}$$

Here E_{0j} are the resonance level energies with ordinal numbers j. Summation in Eq. (3) is taken over all the levels belonging to interval $[E'_{l1}, E'_{l2}]$. The term $\tilde{\sigma}(E)$ describes the contribution to $\sigma(E)$ from the resonance levels located inside of the interval $[E'_{l1}, E'_{l2}]$. The $R(E)$ term describes the contribution from all the rest levels.

The L values are chosen so that every $[E_{i1}, E_{i2}]$ interval contains on the average a small number of resonances (as a rule, 3 or 4). The ε values are chosen so that these values are larger than the widths of the nearest «outside» resonances neighboring to boundaries of $[E_{i1}, E_{i2}]$ interval. Then the $\tilde{\sigma}(E)$ function for every point lying inside of $[E_{i1}, E_{i2}]$ includes also a small number of levels: inside levels and the nearest outside levels, lying within the limits of $[E_{i1} - \varepsilon, E_{i1}]$ and $[E_{i2}, E_{i2} + \varepsilon]$. The $R(E)$ function is a smooth one because it describes the contribution from the levels lying outside the interval $[E'_{i1}, E'_{i2}]$. We present consequently a cross section inside every interval as a sum of singular (3) and smooth (4) functions. The singular part includes a small number of levels and the smooth function may be tabulated with any given accuracy using a few interpolation points.

The values $R(E_{i1})$ and $R(E_{i2})$ for $i = 1, 2, ..., N$ are calculated by Eq. (4) and stored. During a Monte Carlo game, the cross sections for every energy E of interest are computed as follows.

1) The interval $[E_{k1}, E_{k2}]$ is determined within which E is located.

2) The $\tilde{\sigma}(E)$ value is computed directly using Eq. (3).

3) Using the known values $R(E_{k1})$, $R(E_{k2})$, the $R(E)$ value is calculated by linear interpolation.

4) The cross section $\sigma(E)$ is calculated by using Eq. (2).

The $\sigma(E)$ values calculated with the algorithm described are coincident with accurate values at the points where the function $R(E)$ is tabulated. In all the intermediate interval points the error introduced into $\sigma(E)$ by this algorithm is caused only by the interpolation error of the smooth function $R(E)$. Reducing the tabulation step L or enlarging the parameter ε, this error may be made less than a preassigned value.

The RAPAN code [3] is based on the above algorithm and uses the LIPAR library of resonance parameters [4]. The functions $R(E)$ and $\sigma(E)$ are calculated by applying the fast algorithm [5] to determine ψ and χ function values. The RAPAN code is included into the MCU code.

The RAPAN quick-operating algorithm reduced the cross section computation time by a factor of 7 for ^{235}U, by a factor of 19 for ^{238}U, and by a factor of 24 for ^{239}Pu as compared to the algorithm [1] where the summation (1) is taken over all the resonance levels. It accelerates the total MCU run time about 10%.

This research was supported by Russian Foundation of Fundamental Investigations (grant № 94-02-06049).

REFERENCES

1. Абагян Л.П., Тебин В.В., Юдкевич М.С. CROSS — пакет программ и библиотек для расчета сечений в области разрешенных резонансов: Препринт ИАЭ-4009/5. — М., 1984.
2. Gomin E.A., Maiorov L.V., Yudkevich M.S. Some Aspects of Monte Carlo Method Application to Nuclear Reactor Analysis. Progress in Nuclear Energy. 1990, vol. 24, p. 211.
3. Глушков А.Е. Программа RAPAN-1 расчета сечений в области разрешенных резонансов: Препринт ИАЭ-5700/5. — М., 1994.
4. Абагян Л.П. Библиотека резонансных параметров — LIPAR-5: Препринт ИАЭ-5688/5. — М., 1993.
5. O'Shea L.M. Trans. of the American Nuclear Soc., 1963, vol. 6, № 1, p. 36.

Статья поступила в редакцию 18 ноября 1994 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 23—24.

АЛГОРИТМ ОЦЕНКИ АЗИМУТАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА ВНУТРЕННЕЙ ПОВЕРХНОСТИ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР

А.М. Павловичев, С.М. Зарицкий,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва,
Дадакина Л.Л.,
ВНИИАЭС, 109507, Москва

Предлагается алгоритм оценки азимутального распределения плотности потока быстрых нейтронов (ППН) на внутренней поверхности корпуса ВВЭР. ППН представлена в виде суммы произведений мощности источника быстрых нейтронов в каждой кассете на соответствующую функцию влияния, рассчитанную заранее для каждой кассеты по программе DOT. Приводятся численные примеры для нескольких загрузок ВВЭР-1000.

THE ALGORITHM FOR ESTIMATION OF THE FAST NEUTRON FLUX DENSITY AZIMUTHAL DISTRIBUTION ON THE INNER SURFACE OF VVER PRESSURE VESSEL. A.M. PAVLOVICHEV, S.M. ZARITSKY, L.L. DADAKINA. The algorithm for estimation of the azimuthal neutron flux density distribution on the inner surface of WWER pressure vessel was developed. The neutron flux is defined as the sum of products of assembly-wise fast neutron source by sensitivity function which is calculated using DOT code. Several numerical examples for WWER-1000 loading patterns are presented.

Уровень безопасности и ресурс безопасной эксплуатации ВВЭР в существенной степени определяются охрупчиванием корпуса реактора (КР) под воздействием нейтронного облучения. Поэтому важной является задача снижения плотности потока нейтронов (ППН), воздействующих на КР. При существующей конструкции активной зоны и внутрикорпусных устройств эксплуатируемых ВВЭР снижение ППН без ухудшения экономических показателей энергоблока возможно путем уменьшения утечки нейтронов из активной зоны за счет размещения выгоревших кассет на ее периферии. Проведенные для ВВЭР-1000 по программам DOT [1] и ПРОРОК [2] расчеты азимутального распределения ППН на внутренней поверхности КР показали, что снижение максимальной и средней ППН может достигать 40% в зависимости от количества и местоположения выгоревших кассет, помещенных на периферии активной зоны, и глубины выгорания топлива в них. Поэтому при оптимизации топливных загрузок наряду с такими характеристиками, как распределение энерговыделения, коэффициенты реактивности, эффективность аварийной защиты, длительность кампании, расход ядерного топлива, целесообразно также учитывать изменение распределения ППН на внутренней поверхности КР. Так как использование при массовых оптимизационных расчетах программ типа DOT требует очень больших затрат машинного времени, предлагается алгоритм, позволяющий приближенно оценить изменение азимутального распределения ППН. В основе алгоритма лежит метод расчета ППН по «вкладам» отдельных кассет.

Исходными являются два допущения:

— свойства активной зоны и околокорпусного пространства при изменении загрузки активной зоны предполагаются неизменными с точки зрения прохождения быстрых нейтронов, т.е. задачу расчета ППН на КР для различных топливных загрузок можно рассматривать как задачу расчета переноса нейтронов в одной и той же среде с изменяющимся от загрузки к загрузке источником, который соответствует распределению энерговыделения в активной зоне;

— энерговыделение во всех твэлах каждой из кассет одинаково и равно среднему энерговыделению в данной кассете.

С учетом этих двух допущений можно заранее рассчитать и использовать для оценок «функции влияния» каждой из кассет активной зоны на азимутальное распределение $\varphi(\theta)$ ППН на КР. Функция влияния $A_n(\theta)$ кассеты n определяется как азимутальное распределение ППН на КР при задании в кассете n единичного постоянного по кассете источника быстрых нейтронов (в остальных кассетах источник отсутствует).

Такие функции влияния не зависят от характеристик конкретной загрузки и определяются только геометрией активной зоны и внутрикорпусного пространства. В силу линейности уравнения переноса

$$\varphi(\theta) = \sum_{n=1}^{N} A_n(\theta)\, Q_n, \qquad (1)$$

где Q_n — источник быстрых нейтронов в кассете n, N — полное количество кассет.

Если какой-либо вариант загрузки принять в качестве базового и для него рассчитать распределение $\varphi^0(\theta)$ точнее, чем по формуле (1), например, по программе DOT с учетом неравномерности распределения источников нейтронов внутри кассет, то для оценки относительного изменения этого распределения $\varphi(\theta)/\varphi^0(\theta)$ при переходе к другим загрузкам можно предложить формулу, вытекающую из (1):

$$\varphi(\theta)/\varphi^0(\theta) = \sum_{n=1}^{N} A_n(\theta)\, Q_n \Big/ \sum_{n=1}^{N} A_n(\theta)\, Q_n^0, \qquad (2)$$

где Q_n и Q_n^0 — средние для кассеты n источники быстрых нейтронов в текущей и базовой загрузках соответственно.

Рассмотрим топливную загрузку, имеющую 30°-ную симметрию (рис. 1), и выделим слой по высоте активной зоны, в котором энерговыделение максимально. Внутреннюю поверхность корпуса (кривая AB) разобьем на 30 равных участков, пронумеруем их в направлении против часовой стрелки и обозначим φ_j ППН с энергией выше 0,5 МэВ на участке с номером j. На границах OA и OB расчетной области используем граничные условия зеркального отражения.

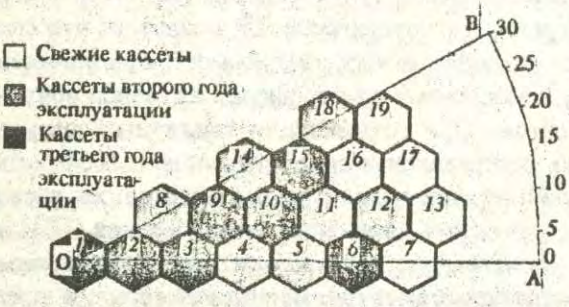


Рис. 1. Картограмма базовой топливной загрузки

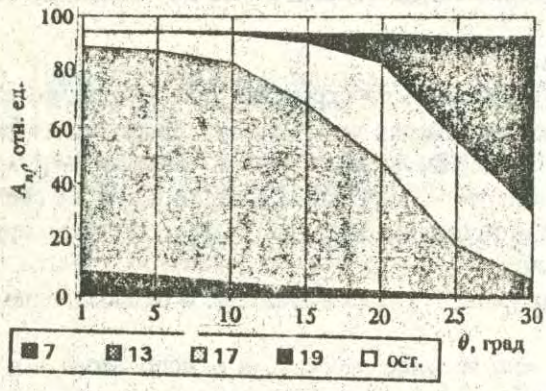


Рис. 2. Коэффициенты влияния A_{nj} кассет периферийного ряда на ППН с $E > 0{,}5$ МэВ на внутренней поверхности КР

Функции влияния $A_n(\theta)$ в этом случае «дискретизируются» и образуют матрицу коэффициентов влияния A_{nj}. Элементы этой матрицы были вычислены с помощью прямых расчетов φ_j по программе DOT с соответствующим заданием источников (см. выше); количество таких расчетов равно количеству кассет, для которых вычислялись коэффициенты влияния.

На рис. 2 приведены результаты расчетов коэффициентов влияния кассет с номерами 7, 13, 17, 19 и суммы коэффициентов для остальных кассет. Коэффициенты влияния нормированы так, что для каждого участка j выполняется условие $\sum_{n=1}^{N} A_{nj} = 100$. Видно, что значение ППН с $E > 0{,}5$ МэВ на КР в основном определяется крайним рядом кассет и зависимость A_{nj} от j и n сильная.

По формуле (2) были проведены расчеты ППН на КР для пятой топливной загрузки II блока и девятой

топливной загрузки I блока Калининской АЭС, картограммы которых представлены на рис. 3 и 4. В указанных загрузках на периферии активной зоны установлены выгоревшие кассеты второго и третьего годов эксплуатации. В качестве базовой использована проектная загрузка, представленная на рис. 1, в которой на периферии располагаются только свежие кассеты. Расчет базового распределения ППН выполнялся по программе DOT. Необходимые покассетные распределения выгорания и энерговыделения для рассматриваемых загрузок были получены по программе ПРОРОК [2]. На рис. 5 и 6 представлены вычисленные по формуле (2) относительные азимутальные распределения ППН при $E > 0{,}5$ МэВ для приведенных выше загрузок Калининской АЭС. Верхняя кривая дана для базовой загрузки. За 100 принято максимальное значение ППН в базовой загрузке. Данные, приведенные на рис. 5 и 6, иллюстрируют возможную величину снижения ППН на КР при размещении выгоревших кассет на периферии активной зоны.

Описанный в данной работе алгоритм реализован в новой версии программы ПРОРОК и используется в РНЦ «Курчатовский институт» для быстрой оценки ППН на КР при разработке усовершенствованных топливных циклов ВВЭР-1000. Алгоритм допускает обобщения на любую симметрию активной зоны и может быть распространен на ВВЭР других типов. Он может быть также обобщен на случай расчета аксиально-азимутального распределения ППН на КР. При этом целесообразно разбить кассеты на аксиальные блоки, рассматривать аксиальное распределение энерговыделения в виде кусочно-постоянной функции (постоянной в пределах блока) и вычислить функции влияния для каждого блока.

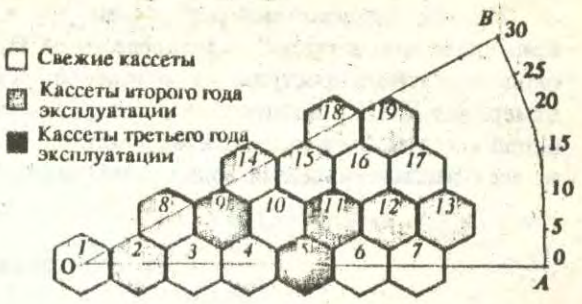


Рис. 3. Картограмма пятой топливной загрузки II блока Калининской АЭС

Рис. 4. Картограмма девятой топливной загрузки I блока Калининской АЭС

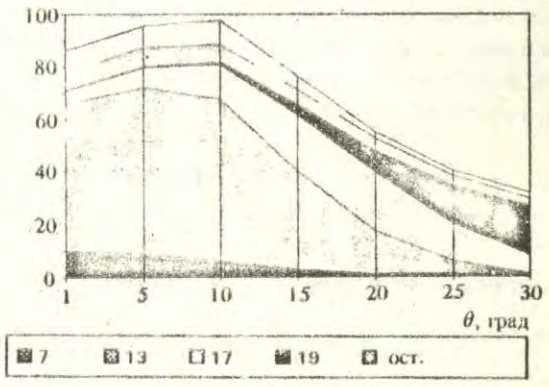


Рис. 5. Вклады кассет периферийного ряда и остальных кассет в относительное азимутальное распределение ППН для пятой топливной загрузки II блока Калининской АЭС. Верхняя кривая — относительное азимутальное распределение ППН для базовой загрузки

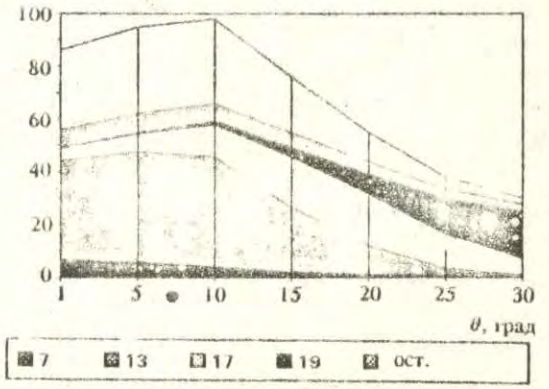


Рис. 6. Вклады кассет периферийного ряда и остальных кассет в относительное азимутальное распределение ППН для девятой топливной загрузки I блока Калининской АЭС. Верхняя кривая — относительное азимутальное распределение ППН для базовой загрузки

Подход, аналогичный рассмотренному в данной работе, может быть реализован применительно к оценкам распределения ППН в других зонах внутрикорпусного и околокорпусного пространства, например, на внешней поверхности КР, где проводятся измерения ППН в процессе эксплуатации реактора. Ясно, что все функции влияния одной кассеты (или одного аксиального блока) по отношению к распределениям ППН во всех рассматриваемых зонах вычисляются в одном расчете.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Rhodes W.A., Mynatt F.R. The DOT-3 Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code. ORNL-TM-4280, 1973.
2. Павловичев А.М., Орлов В.И. Аннотация программы ПРОРОК. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 1, с. 40.

Статья поступила в редакцию 6 марта 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 25—28.

CONSUL — ПРОГРАММА УТОЧНЕННОГО КОМПЛЕКСНОГО РАСЧЕТА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

В.Ф. Цибульский, А.В. Чибиняев,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва

Представлено описание структуры программного комплекса CONSUL, предназначенного для расчета характеристик ядерных реакторов на основе взаимосогласованных нейтронных, температурных и изотопных полей.

CONSUL — CODE FOR THE REFINED COMPLEX CALCULATION OF THE NUCLEAR REACTOR. V.F. TSIBULSKY, A.V. CHIBINIAEV. A structure of code complex CONSUL for calculation of characteristic of the nuclear reactors on the basis of correlative neutron, temperature and nuclear fields is presented.

Разработка программных комплексов, обеспечивающих повышенную точность расчета реакторов различных типов, обусловлена возрастающими требованиями к качеству проводимых расчетов, углубленным и более детальным анализом исследуемых процессов.

Общая тенденция развития вычислительных средств в реакторных расчетах прослеживается в переходе к детальному моделированию физических процессов с учетом реальных взаимосвязей между ними. При такой ориентации получаются алгоритмы, достаточно универсальные по своей структуре, в которых отдельные расчетные модули, обеспечивающие расчет конкретного физического процесса, могут подстраиваться под нужный тип реактора.

Общепринятая структура расчета реактора имеет примерно следующий вид:

— расчет элементарных ячеек реактора с целью подготовки нейтронно-физических констант;

— решение задачи переноса нейтронов в топливной кассете реактора и реакторе в малогрупповом приближении;

— расчет теплофизических параметров активной зоны;

— решение задачи выгорания топлива.

Каждый из этих этапов расчета в существующих программных комплексах рассматривается как достаточно независимый, т.е. связь между этими этапами расчетов осуществляется через небольшое число параметров, например, среднюю температуру топлива и теплоносителя, глубину выгорания и т.д. Удобства такого подхода достаточно очевидны: появляется возможность табулирования малогрупповых макроконстант, зависящих от этих параметров, и при расчете реактора в ходе кампании проводится выборка из ранее испытанных таблиц нужных сечений. Такой подход, обусловленный прежним дефицитом вычислительных ресурсов, содержит ряд по крайней мере методических неточностей, и, конечно, в вычислительных программах следующего поколения его желательно преодолеть.

Основные проблемы, которые, на наш взгляд, должны быть решены в программах комплексного расчета, состоят во взаимном согласовании всех этапов.

1. Согласование нейтронных спектров между ячеечными и реакторными расчетами. То есть при проведении ячеечных расчетов и подготовке на их основе малогрупповых констант необходимо учитывать спектр нейтронов в окружении данной ячейки.

2. При расчете выгорания топлива следует принимать во внимание не только его энерговыработку, но и предысторию изменения изотопного состава в зависимости от его конкретного местоположения и перегрузок в реакторе.

3. Теплофизические характеристики активной зоны следует получать на основе распределения поля энерговыделения по активной зоне и использовать локальные температурные характеристики при подготовке нейтронно-физических констант.

Такая структура позволяет рассчитывать на получение наиболее достоверных характеристик реактора, основанных на взаимосогласованных распределениях нейтронных, температурных и изотопных полей. Именно такой подход реализуется в программном комплексе (ПК) CONSUL.

В качестве ячеечных программ в настоящее время в состав ПК CONSUL включены программы FLY [1] и GETERA [2].

Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов в программе FLY базируется на 26-групповом описании спектра нейтронов в области замедления (выше 2,15 эВ) и 78-групповом — в области термализации. Для большинства изотопов в надтепловой области энергий сечения определены с помощью резонансного интеграла. Для основных сырьевых изотопов (^{238}U, ^{232}Th) используются эмпирические зависимости эффективного резонансного интеграла для различных типов элементарных ячеек (цилиндрическая, окруженная водой или сухая, ячейка с микротвэлами ВТГР и т.д.). Для основных делящихся изотопов используются 26-групповые константы библиотеки АРАМАКО. В тепловой области энергий детальная зависимость сечений от энергии аппроксимируется рядом

$$\sigma(E) = \frac{a_0}{\sqrt{E}} + \sum_{i=1}^{M} \frac{a_i}{b_i + (E - c_i)^2}. \qquad (1)$$

Коэффициенты a_0, a_i, b_i, c_i и число членов ряда M подбираются таким образом, чтобы минимизировать среднеквадратичную ошибку отклонения аппроксимации (1) от табличных значений сечения для конкретного изотопа.

Пространственный расчет в пределах элементарной ячейки в программе FLY основывается на безытерационном PS_n-методе [3].

Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов в программе GETERA базируется на 22-групповом описании спектра нейтронов в области замедления (выше 2,15 эВ) и детальном описании спектра нейтронов в области термализации. Константное обеспечение в области замедления базируется на системе констант АРАМАКО. В области термализации используется 100-групповая библиотека тепловых констант, наработанных из файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-4.

Пространственный расчет в пределах ячейки проводится методом вероятностей первых столкновений.

Наличие в ПК CONSUL двух, хотя и достаточно близких по характеристикам, но разработанных независимыми авторами, ячеечных программ позволяет более объективно судить о результатах проводимых исследований.

Расчет элементарной ячейки проводится с учетом спектра нейтронов в ее окружении — в качестве характеристик спектра окружения приняты альбедные условия на границах элементарной ячейки, которые определяются из реакторного и кассетного расчетов.

Эти ячеечные программы обеспечивают микроконстантами расчет выгорания.

Как отмечалось, важным моментом в поиске комплексного решения расчета реактора является согласование процесса выгорания топлива с учетом реального расположения кассеты. В ПК CONSUL предусмотрена возможность рассматривать каждую топливную кассету в отдельности, а также объединять их по типам с целью сокращения объема вычислений. Внутри каждого из типов можно собирать кассеты, близкие по

составу и условиям эксплуатации. В кассетах одного типа могут быть выделены твэлы, пэлы, водяные ячейки и т.д., объединенные в одну группу элементарных ячеек. В одной группе элементарных ячеек все твэлы, пэлы и т.д. имеют одинаковый изотопный состав и выгорают в одном и том же спектре нейтронов при одной и той же мощности. Для каждой группы элементарных ячеек проводится ячеечный расчет на каждом шаге по выгоранию.

Как правило, для более точного расчета изменения изотопного состава в процессе выгорания топливные кассеты разбивают на несколько слоев по высоте активной зоны. В пределах каждого слоя можно проводить свое объединение кассет по типам.

Для решения уравнения переноса нейтронов в топливных кассетах в двумерной геометрии (программный модуль PANORAMA [4]) наряду с диффузионным приближением используется PS_n-метод, что позволяет уменьшить погрешность расчета полей нейтронов в кассетах с сильными поглотителями.

Полученное из трехмерного расчета поле энерговыделения используется в теплогидравлическом расчете, из которого определяются температуры топлива, оболочек и теплоносителя в каждом типе топливных кассет.

В комплексном расчете согласование нейтронных спектров, изотопных и температурных полей достигается в процессе итераций на каждом шаге по выгоранию.

В качестве иллюстрации работы ПК CONSUL, а также необходимости согласования спектров в реакторном и ячеечном расчетах на рис. 1 и 2 представлены результаты расчета различных состояний реактора ВПБЭР-600 в процессе выгорания топлива: на рис. 1 — зависимость от глубины выгорания топлива отклонений в расчетных значениях $K_{эф}$ реактора, полученных при использовании в ячеечных расчетах альбедных граничных условий и условий отражения; на рис. 2 — зависимость от глубины выгорания топлива отклонений в величинах концентрации ^{239}Pu (кривая *1*) и ^{235}U (кривая *2*) в центре активной зоны, полученных при использовании альбедных граничных условий в ячеечных расчетах и условий отражения.

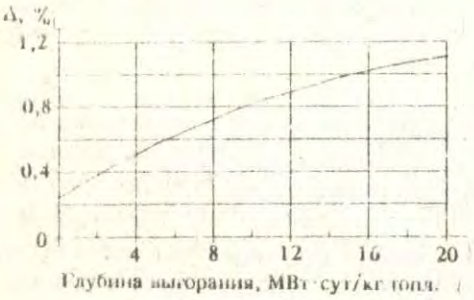


Рис. 1. Зависимость отклонения в расчетных значениях $K_{эф}$ реактора, полученных при использовании в ячеечных расчетах альбедных граничных условий и условий отражения, от глубины выгорания топлива

Представленные результаты носят методический характер и имеют целью демонстрацию значимости отдельных эффектов. В данном случае они ясно указывают на необходимость реализации взаимосогласованных расчетных алгоритмов.

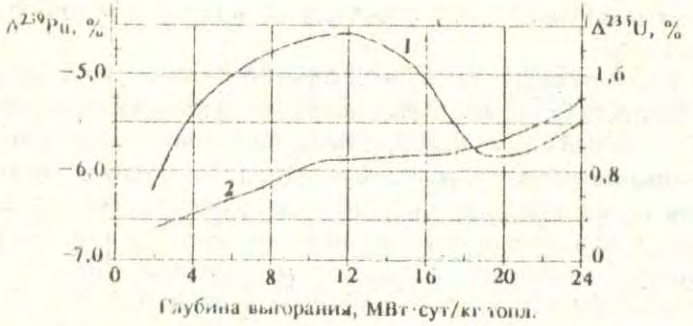


Рис. 2. Зависимость отклонений в величинах концентраций ^{239}Pu (*1*) и ^{235}U (*2*), полученных при использовании в ячеечных расчетах альбедных граничных условий и условий отражения, от глубины выгорания топлива в центре активной зоны

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Давиденко В.Д., Лобынцев В.А., Цибульский В.Ф., Чибиняев А.В. Программа FLY для расчета элементарных ячеек реакторов ВВЭР и ВТГР: Препринт ИАЭ-5855/4. — М., 1995.
2. Belousov N., Bichkov S., Marchuk Yu. et al. The code GETERA for cell and polycell calculation. Modes and capabilities: Proc. ANS Top. Mtg. on Advances in Reactor Physics (March 8—11, 1992, Charleston USA), vol. 2, p. 516—518.
3. Чибиняев А.В. Решение уравнения переноса в гексагональной геометрии диффузионным и PS_n-методом: Препринт ИАЭ-5392/4. — М., 1991.
4. Цибульский В.Ф., Чибиняев А.В. Балансный метод решения уравнения переноса с дискретным представлением угловой зависимости потока нейтронов (PS_n-метод): Препринт ИАЭ-4988/4. — М., 1989.

Статья поступила в редакцию 17 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 29—32.

РАСЧЕТ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА ВТГР В ПС КРИСТАЛЛ

В.Д. Давиденко, В.Ф. Цибульский,

РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва

Представлено описание структуры ПС КРИСТАЛЛ для режима расчета выгорания топлива реактора типа ВТГР и методика расчета движения твэлов по активной зоне. Приведены результаты расчетов.

HTGR FUEL BURN-UP CALCULATION IN PS CRISTALL. V.D. DAVIDENKO, V.F. TSIBUL'SKY. A structure of PS CRISTALL for regime of HTGR fuel burn-up calculation and a movement of fuel elements through core is presented. Calculation results are presented, too.

Программная система (ПС) КРИСТАЛЛ [1] ориентирована на проведение детальных расчетов реакторов ВТГР, определение в них различных эффектов реактивности и эффективностей органов регулирования. Система хорошо зарекомендовала себя в практике расчетов различных проектов ВТГР. Практически все значимые геометрические особенности конструкции реактора и органов регулирования могут быть описаны в ПС КРИСТАЛЛ без упрощений, а возможность использования в разных областях наиболее приемлемых приближенных методов решения транспортного уравнения обеспечивает требуемую точность расчетных характеристик, причем время расчета существенно меньше, чем по прецизионным программам. В настоящее время повышение точности расчетных характеристик при использовании ПС КРИСТАЛЛ ограничивается преимущественно двумя факторами: точностью константного обеспечения в используемых библиотеках ядерных данных и неопределенностью исходной информации о реакторе.

В расчетах высокотемпературных реакторов большое влияние на точность оценки основных характеристик оказывает распределение изотопного состава по объему активной зоны. Изотопный состав в любом месте активной зоны в случае непрерывных перегрузок топлива можно найти из совместного решения уравнений выгорания, уравнений движения твэлов для заданной схемы перегрузок топлива, уравнения переноса нейтронов в реакторе и ячеечных расчетов малогрупповых констант, которые определяют интенсивность выгорания и накопления различных изотопов.

Алгоритм, детально описывающий движение шаровых твэлов в ВТГР, следующий. Объем активной зоны разбивается на набор коаксиальных цилиндров, поделенных, в свою очередь, на слои (по высоте), в дальнейшем называемые подобластями. В случае выделения M разбиений по высоте и N по радиусу общее количество подобластей составит $M \cdot N$. Обозначим долю шаров, переходящих из подобласти i-го слоя и k-го

радиуса в подобласть $i+1$-слоя и m-го радиуса, как $\alpha^{i,k}_{i+1,m}$, т.е. определим матрицу А размерностью $[N, N, M+1]$, элементы которой обладают следующим свойством:

$$\sum_{m=1}^{N} \alpha^{i,k}_{i+1,m} = 1. \tag{1}$$

Для подобластей последнего (нижнего) слоя ($i = M$) элементы матрицы А отвечают за переход шаров в первый (верхний) слой (эти элементы необходимы в случае моделирования многократных циркуляций твэлов по активной зоне). Отметим, что в случае многократных перегрузок часть объема подобластей верхнего слоя заполняется свежими твэлами. Для подобластей первого слоя задаются скорость движения (в относительных единицах) и доли объемов, занимаемых свежим топливом (твэлы первой загрузки). В случае однократной циркуляции топлива эти доли равны 1. В предположении, что плотность шаровых твэлов в активной зоне реактора постоянна, можно определить скорость движения, а следовательно, и время нахождения твэлов во всех подобластях. Обозначим: V_{ij} — объем подобласти i-го слоя j-го радиуса и f_{ij} — скорость движения в ней шаровых твэлов. Тогда, зная скорости движения в подобластях i-го слоя, определим скорости в подобластях $i+1$-слоя:

$$v_{i+1,m} = \frac{1}{V_{i+1,m}} \sum_{k=1}^{N} \alpha^{i,k}_{i+1,m} v_{i,k} V_{i,k}. \tag{2}$$

Время нахождения твэлов в каждой подобласти составят элементы матрицы Т, которые определяются как

$$T_{i,k} = \frac{H_i}{v_{i,k}}, \tag{3}$$

где H_i — высота i-го слоя.

Зная начальный изотопный состав (концентрации изотопов свежего твэла) и начальное распределение в первом слое, а также матрицы А и Т, можно детально проследить траектории движения твэлов, включая многократные перегрузки топлива.

Для учета различных направлений движения (определяемых элементами матрицы А) при переходе от слоя к слою партии твэлов дробятся на более мелкие. Под партией твэлов понимается группа твэлов с совпадающими траекториями движения. Так, если в первом (верхнем) слое можно рассматривать N партий (по количеству радиальных разбиений), то при переходе ко второму слою количество партий увеличивается в N раз и составит $N \cdot N$. Общее количество партий в случае L-циркуляций топлива через активную зону и при отсутствии ненулевых элементов в матрице А составит

$$\left[N^M\right]^L. \tag{4}$$

Очевидно, что партии целесообразно дробить до определенного момента (по физическому содержанию бессмысленно рассматривать партии объемом меньше одного твэла). Исходя из этого вводится минимально допустимый объем партии $V_{\min}$. При переходе от слоя к слою в случае образования партий объемом меньше $V_{\min}$ осуществляются следующие действия. Партии с объемом, меньшим $V_{\min}$, собираются в одну, которая характеризуется средним изотопным составом включенных в нее партий. При переходе от слоя к слою к этой партии будут добавляться образующиеся партии с объемом, меньшим $V_{\min}$.

Рассмотрим алгоритм расчета изменения концентраций изотопов. Для получения изотопного состава активной зоны необходимо просуммировать средние изотопные составы всех партий, проходящих через подобласти, в матрицу R размерностью

$[N, M, J]$, где J — количество изотопов. Средний изотопный состав партии, проходящей через подобласть, определяется как среднее между концентрациями изотопов, входящих в подобласть и выходящих из нее. Чтобы обеспечить максимальное быстродействие и излишне не загружать память машины, нецелесообразно хранить информацию о каждой партии. Для расчета концентраций используется информация только об одной партии, которая последовательно трансформируется при переходе от партии к партии.

Введем понятие индекса траектории партии. В случае L-кратной циркуляции топлива через активную зону он будет состоять из LM чисел:

$$I_1 = (i_1, i_2, ..., i_M, i_{M+1}, ... i_{2M}, ..., i_{(L-1)M}, ..., i_{LM}). \quad (5)$$

Каждый элемент индекса траектории партии характеризует номер подобласти, через которую партия проходит при движении. Порядковый номер элемента индекса партии соответствует слою, а его значение — номеру подобласти по радиусу. Индекс партии (5) таким образом описывает движение твэлов из i_1-подобласти первого слоя в i_2-подобласть второго слоя, ..., из i_M-подобласти последнего слоя в i_{M+1}-подобласть первого слоя (начало второй перегрузки) и т.д.

Предположим, что для партии с индексом (5) концентрации изотопов получены для всех подобластей, через которые она проходит, и средние значения добавлены в матрицу концентраций R. Осуществляется переход к партии с индексом траектории:

$$I_2 = (i_1, i_2, ..., i_M, i_{M+1}, ... i_{2M}, ..., i_{(L-1)M}, ..., i_{LM} + 1). \quad (6)$$

Отличие между партиями (5) и (6) заключено в последнем переходе, который означает переход из подобласти предпоследнего слоя в подобласть последнего слоя. Для партии с индексом траектории (6) средний изотопный состав по всем подобластям, за исключением подобласти последнего слоя $i_{LM} + 1$, уже добавлен в матрицу концентраций R. Умножив концентрации изотопов из предпоследней подобласти i_{LM-1} на соответствующий элемент матрицы A, получим концентрации изотопов, попадающих в подобласть $i_{LM} + 1$. Решив уравнения выгорания, получим концентрации изотопов, выходящих из подобласти $i_{LM} + 1$. Усреднив их и добавив в матрицу R, тем самым полностью учтем партию с индексом (6). Затем рассматривается следующая партия. Таким образом можно рассчитать все партии.

В комплексном расчете всего реактора ВТГР с учетом выгорания последовательно решаются следующие задачи:

1. Расчет спектральных подобластей активной зоны. Содержит подготовку малогрупповых констант для решения уравнения переноса и микросечений для решения уравнения выгорания. Спектральные подобласти совпадают с подобластями, выделенными для моделирования движения твэлов.

2. Расчет поля нейтронов. Включает решение уравнения переноса в реакторе с использованием различных физических модулей ПС КРИСТАЛЛ (диффузионный, S_n, PS_n, метод вероятностей первых столкновений) и определение нормированных на мощность реактора малогрупповых потоков.

3. Расчет изотопного состава активной зоны. Включает последовательный расчет траекторий движения партий топлива по вышеописанному алгоритму и решение уравнений выгорания на основе подготовленных микросечений из спектральных расчетов и нормированного потока, полученного из реакторного расчета.

В итерационном процессе решения перечисленных задач подбирается скорость движения топлива через зону, которая обеспечивает требуемое критсостояние реактора ($K_{эф}$).

Верификация предложенной методики осложняется отсутствием прецизионных расчетов. Поэтому был проведен ряд сравнительных расчетов по ПС КРИСТАЛЛ и

программе ГАВРОШ [2]. Рассчитывалась кампания реактора типа ВГМ [3] в зависимости от кратности циркуляции топлива. Результаты расчетов представлены в таблице.

Кампания реактора (сут) в зависимости от кратности перегрузок топлива

Программа	Кратность перегрузок			
	1	2	5	12
ГАВРОШ	880	950	1000	1014
КРИСТАЛЛ	815	891	945	957

Отличия в величине кампании объяснимы существенными различиями в методах и степенью детализации используемых приближений. На наш взгляд, они вполне приемлемы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Давиденко В.Д., Лобынцев В.А., Цибульский В.Ф. Разработка программной системы КРИСТАЛЛ для проектных расчетов реакторов. — Атомная энергия, 1990, т. 69, вып. 4, с. 203.
2. Сарычев В.А., Савандер В.И., Марчук Ю.В. Программный комплекс ГАВРОШ для моделирования различных режимов работы ВТГР с засыпной активной зоной. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 2, с. 60.
3. Даниловский И.В., Жигульский В.В., Карпов В.А. и др. Нейтронно-физические характеристики реактора типа ВГМ для различных компоновок активной зоны. — ВАНТ. Сер. Ядерная техника и технология, 1990, вып. 6, с. 14.

Статья поступила в редакцию 19 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 32—35.

ТРЕХМЕРНЫЕ РАСЧЕТЫ В ПС КРИСТАЛЛ

В.Д. Давиденко, В.Ф. Цибульский,

РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва

Представлено описание трехмерной версии ПС КРИСТАЛЛ. Приведены результаты расчета эффективностей органов регулирования критсборки АСТРА по двумерной и трехмерной версиям.

3-DIMENSIONAL VERSION OF PS CRISTALL. V.D. DAVIDENKO, V.F. TSIBUL'SKY. Description of 3-dimensional version of PS CRISTALL is presented. Calculational results for assembly ASTRA control rods worth by 2 and 3 dimensional versions are presented.

Программная система (ПС) КРИСТАЛЛ ориентирована на проведение детальных расчетов повышенной точности реакторов, уточненной оценки различных эффектов реактивности и эффективности органов регулирования. В ПС КРИСТАЛЛ используются алгоритмы, допускающие практически полное отображение реальной конструкции при описании геометрий, а также в рамках одного расчета применяются различные приближения высокого порядка в разных областях расчетной области [1]. Как показала расчетная практика, двумерные алгоритмы, уже реализованные в ПС КРИСТАЛЛ, обеспечивают точность расчета, методически ограниченную учетом аксиальной утечки с помощью баклинга. Ясно, что для программ повышенного класса точности такое положение нежелательно, тем более что далеко не всегда приближение аксиального баклинга оказывается достаточным для учета влияния третьего измерения. Чтобы превзойти уровень точностей расчета, которые достигаются в двумерной версии ПС КРИС-

ТАЛЛ (порядка 15%) при оценке эффективности органов регулирования в реакторах типа ВТГР, и аккуратно учесть аксиальную утечку нейтронов, необходимо проведение трехмерных расчетов.

Разработанный алгоритм решения трехмерного уравнения переноса позволяет с более высокой точностью учитывать геометрию реакторов и в полном объеме использовать уже разработанные модули двумерной версии ПС КРИСТАЛЛ.

На основе двумерного геометрического модуля (ГМ) был разработан трехмерный ГМ, разбивающий расчетную область на набор подобластей стандартного вида и устанавливающий взаимно однозначное соответствие между ними. Принцип действия ГМ следующий. Расчетная область автоматически разбивается на набор слоев по высоте таким образом, чтобы в пределах одного слоя (по высоте) физические свойства были постоянны. В плане расчетная область разбивается на набор двумерных подобластей с помощью реализованного в ПС КРИСТАЛЛ двумерного ГМ, принцип действия которого подробно описан в [2].

Решение уравнения переноса осуществляется методом синтеза. В любой из трехмерных подобластей, на которые разбивается расчетная область, трехмерное решение уравнения переноса представляется в виде произведения двумерной (в плане) и одномерной (по высоте) функций плотности потока нейтронов:

$$F_{ij}(r, z, \varphi) = \theta_i(r, \varphi) \cdot \zeta_j(z), \tag{1}$$

где i — номер подобласти в плане, j — по высоте.

Функции $\theta(\vec{r})$ и $\zeta(z)$ удовлетворяют двумерному и одномерному операторному уравнению переноса:

$$\begin{aligned} \langle \hat{L} \rangle^{\zeta(z)} \cdot \theta_i(\vec{r}) &= Q_i(\vec{r}), \\ \langle \hat{L} \rangle^{\theta(\vec{r})} \cdot \zeta_j(z) &= Q_j(z), \end{aligned} \tag{2}$$

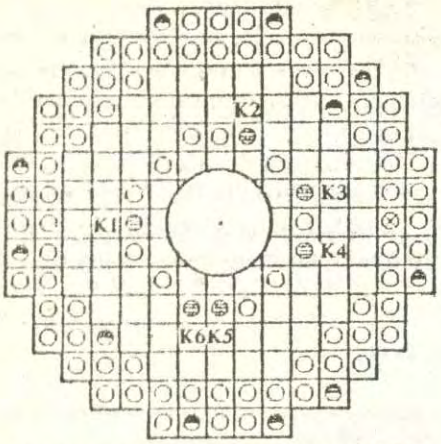
где $\vec{r}$ — двумерный вектор (x, y) или (r, φ).

Каждый из операторов $\langle \hat{L} \rangle^{\zeta(z)}$, $\langle \hat{L} \rangle^{\theta(\vec{r})}$ определяется усреднением трехмерного оператора переноса $\langle \hat{L}(\vec{r}, z) \rangle$ в плане по функции $\zeta_j(z)$ и по высоте по функции $\theta_i(\vec{r})$, аналогичным усреднением определяются и функции источников нейтронов $Q_i(\vec{r})$ и $Q_j(z)$.

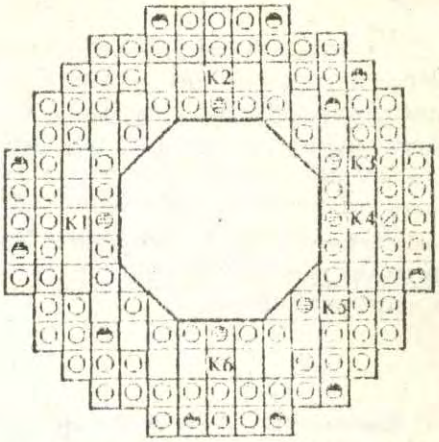
Система уравнений (2) решается итерационно, и в процессе итераций обеспечивается стабилизация функций $\zeta_j(z)$ и $\theta_i(\vec{r})$ и перетечек нейтронов между подобластями. Задача на собственное значение $K_{эф}$ решается методом итерации источника.

Тестирование разработанной трехмерной версии ПС КРИСТАЛЛ было проведено путем сравнения с результатами прецизионного расчета модели реактора PWR (тест МАГАТЭ 3D); описание модели и результаты прецизионных расчетов представлены в [3]. Сравнение показало хорошее согласие результатов расчета по программе КРИСТАЛЛ с прецизионными.

Была выполнена серия сравнений результатов расчетов и экспериментов на критстенде АСТРА для сборок А8П5 и АКР.1, отличающихся размерами и формой активной зоны. Поперечные сечения сборок представлены на рис. 1 и 2 соответственно. Сборка состоит из графитовых блоков размером 25×25 см. Часть блоков имеет центральный канал диаметром 11,4 см. По высоте сборка состоит из нижнего торцевого отражателя толщиной 40 см без каналов и бокового отражателя высотой 420 см. Детальное описание состава материалов сборки, а также геометрия органов регулирования приведены в [4]. Активная зона сборки АКР.1 состоит из шаровых твэлов с содержанием ^{235}U 0,51 г/шар с обогащением 21%. Активная зона сборки А8П5 состоит из твэлов и пэлов в пропорции 1 пэл/20 твэлов. Экспериментальное значение критической высоты сборки А8П5 составило 176 см, сборки АКР.1 — 306 см.



Р и с. 1. Поперечный разрез критсборки АКР.1



Р и с. 2. Поперечный разрез критсборки А8П5

Была проведена серия расчетов по оценке эффективности органов регулирования. Результаты расчетов по двумерной (2D) и трехмерной (3D) версии ПС КРИСТАЛЛ представлены в табл. 1 и 2. Также показаны экспериментальные эффективности органов регулирования. В последней строке приведена величина среднеквадратичного отклонения результатов серий расчетов от эксперимента.

Таблица 1. Точность расчета эффективности органов регулирования критсборки А8П5

Комбинация стержней	Экспериментальная эффективность стержней, %	(Р − Э)/Э, %	
		2D	3D
K1	1,75	9,8	11,5
K3	1,28	− 10,0	− 0,6
K5	1,50	− 15,4	− 3,5
K1, K4	3,95	− 2,0	5,7
K3, K4	3,03	− 13,3	− 2,9
K4, K5	3,25	− 14,7	− 3,8
K1, K2	3,84	0,3	3,4
K1, K2, K4, K6	9,03	− 6,2	1,2
K1, K2, K3, K4, K5, K6	13,15	− 11,6	− 2,1
Дисперсия	—	10,5	4,5

Таблица 2. Точность расчета эффективности органов регулирования критсборки АКР.1

Комбинация стержней	Экспериментальная эффективность стержней, %	(Р − Э)/Э, %	
		2D	3D
K1	2,46	− 9,8	− 10,1
K2	2,11	− 10,6	− 6,5
K1, K4	4,06	− 4,6	− 0,7
K2, K6	5,2	− 9,1	− 0,3
K3, K4	3,87	− 10,0	− 5,1
K5, K6	3,77	2,0	− 4,2
K1, K2, K4, K6	10,28	− 8,1	− 6,1
Дисперсия	—	8,3	5,6

Представленные результаты показывают, что при переходе от двумерных к трехмерным алгоритмам расчета ошибка в расчетах эффективности органов регулирования снижается примерно в 2 раза по сравнению с двумерными расчетами и по отношению к экспериментальным результатам попадает в диапазон ошибки эксперимента, который составляет 10%. Дальнейшее обоснование более высокой точности расчета может быть выполнено при сравнении с более точными экспериментальными результатами, которые могут быть получены в экспериментах типа benchmark, когда все технологические и экспериментальные неопределенности будут заметно ниже существующих в настоящее время.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Давиденко В.Д., Лобынцев В.А., Цибульский В.Ф. Разработка программной системы КРИСТАЛЛ для проектных расчетов реакторов. — Атомная энергия, 1990, т. 69, вып. 4, с. 203.
2. Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Алгоритм решения задачи переноса в областях со сложной геометрической структурой: Препринт ИАЭ-5758/7. — М., 1994.
3. Зизин М.Н., Шишков Л.К., Ярославцева Л.Н. Тестовые нейтронно физические расчеты ядерных реакторов — М.: Атомиздат, 1980.
4. Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Тестовые задачи для ВТГР с шаровыми твэлами. Препринт ИАЭ-5759/7. — М., 1994.

Статья поступила в редакцию 19 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов. 1995. вып. 3, с. 35—38.

3D TRANSPORT BENCHMARK: SEMI-ANALYTICAL AND NUMERICAL RESULTS COMPARISON

A.V. Moiseikov, A.I. Egorov,
RRC «Kurchatov Institute», 123182, Moscow,
E.B. Pavelyeva,
Keldysh Institute of Applied Mathematics Russian Academy of Sciences

Three-dimensional test problems are considered. The comparison of the results obtained by TANI and TORT transport codes with semi-analitical asymptotic test results is presented.

Рассмотрены трехмерные реперные задачи. Проведено сравнение результатов, полученных по программам TANI и TORT, с результатами полу-аналитического метода.

The one-dimensional semi analytical benchmark calculations (the accuracy of these calculations is well-known) or the other two and three-dimensional codes calculations (the accuracy of these calculations should be investigated) are used to verify two and three-dimensional transport codes. Recently the semi-analytical three dimensional tests similar to the semi-analytical asymptotic one dimensional tests (with good evaluation of their accuracy) were proposed. This paper is devoted to the comparison of results obtained by TANI [1] and TORT [4] three-dimensional transport codes with semi-analytical (AsRect3D-Z code) test results [2].

THE SEMI-ANALYTICAL METHOD

The semi-analytical test results are based on the asymptotic theory for stretched and homogeneous along vertical axis cylindrical domains (two and three-dimensional) with end-wall source [3].

Let us consider the one-velocity transport equation

$$(\vec{\Omega}, \vec{\nabla})\psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) + \Sigma_t \cdot \psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \hat{S}\psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) + Q(\vec{r}, \vec{\Omega}); \quad \vec{r} \in G; \quad \vec{\Omega} \in S \tag{1}$$

in limited cylindrical domain G (axis z direction coincides with the domain G generator direction) with an arbitrary convex cross-section $G_\perp$. The equation is written in the standard notations. $Q(\vec{r}, \Omega)$ is an internal source, concentrated near the end-wall. Let $\vec{r} = \{z, \vec{r}_\perp\}$, $\vec{\Omega} = \{\gamma, \sqrt{1-\gamma^2} \cdot \vec{\Omega}_\perp\}$; $\vec{r}_\perp$ and $\vec{\Omega}_\perp$ are the vector $\vec{r}$ and $\vec{\Omega}$ projections on the surface $z = 0$; $\vec{r}_\perp \in G_\perp$; $\gamma = (\vec{e}_z \cdot \vec{\Omega})$; $|\vec{\Omega}_\perp| = 1$. Boundary conditions for the equation (1) have the following form:

$$\psi(0, \vec{r}_\perp, \vec{\Omega}) = 0, \quad \text{if } \gamma > 0;$$

$$\psi(H, \vec{r}_\perp, \vec{\Omega}) = 0, \quad \text{if } \gamma < 0;$$

$$\psi(z, \vec{r}_\perp, \vec{\Omega}) = 0, \quad \text{if } \vec{r}_\perp \in \partial G_\perp, \ (\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) < 0;$$

where $\vec{n}$ is the outer normal to the side surface, H is the cylindrical domain height, $\partial G_\perp$ is the bound of $G_\perp$.

The asymptotic investigations are based on the supposition that there is the solution factorization far from source: $\psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = e^{-kz} \cdot \Phi_k(\vec{r}_\perp, \vec{\Omega})$. The function Φ_k is obtained from the characteristic boundary value problem (CBVP), the dimension of this problem is less than the original problem one:

$$\sqrt{1-\gamma^2}(\vec{\Omega}_\perp \cdot \vec{\nabla}_\perp) \cdot \Phi_k + (1 - k\cdot\gamma) \cdot \Phi_k = \hat{S}\Phi_k(\vec{r}_\perp, \vec{\Omega});$$

$$\Phi_k(\vec{r}_\perp, \vec{\Omega}) = 0, \quad \text{if } \vec{r}_\perp \in \partial G_\perp, \ (\vec{\Omega} \cdot \vec{n}) < 0.$$

The spectral properties investigation of this boundary value problem is based on the proof of basic operators compactness and on the use of the compact operators perturbation theory. It was show [3] that the unique positive solution $\{k_0, \Phi_{k0}\}$ of the CBVP defines the asymptotics in the finite cylindrical domain G far from end-walls $z = 0$, $z = H$ and $\psi(\vec{r}, \vec{\Omega})$ has the form:

$$\psi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = C \cdot e^{-k_0 z} \cdot \Phi_{k_0}(\vec{r}_\perp, \vec{\Omega}) + O(e^{-\vartheta z}) + O(e^{-k_0 H}), \quad \vartheta > k_0, \quad 0 << z << H.$$

The algorithm of the search of asymptotic parameters and functions in stretched three-dimensional parallelepipeds was created on the basis of the asymptotic theory. The algorithm is realised in the AsRect3D-Z code for the isotropic scattering problems. This code determine by the successive approximations method the first eigen-value $\lambda_1(k)$ and the corresponding eigen-function Φ_k of the characteristic equation:

$$\hat{L}_k \Phi_k = \lambda(k) \cdot \hat{S}\Phi_k, \tag{2}$$

where

$$\hat{L}_k \Phi_k = \sqrt{1-\gamma^2} \cdot \left\{\cos\varphi \frac{\partial \Phi}{\partial x} + \sin\varphi \frac{\partial \Phi}{\partial y}\right\} + (1 - k\gamma) \cdot \Phi(x, y, \vec{\Omega}), \ \varphi \text{ -- azimuth angle.}$$

The iterative method is the modified Kellogg method. Inversion of the operator $\hat{L}_k$ is defined by the AWDD — adaptive Carlson-Voloschenko scheme. The coefficient k_0 is computed from the condition $\lambda_1(k_0) = 1$ by the secants method.

We note the following facts:

a. Our task is the asymptotic regimes search in stretched domains. But AsRect3D-Z code seek the positive solution $\{k_0, \Phi_{k0}\}$ of the corresponding characteristic equation (2), which is connected with the asymptotic regime in the following way:

$$\Psi_{as}(\vec{r}, \vec{\Omega}) = C \cdot e^{-k_0 z} \cdot \Phi_{k0}(x, y, \vec{\Omega}). \quad (3)$$

Therefore a principal term of a relative numerical error of the asymptotic regime has the form $\delta_{as} \approx \exp(\Delta_{k0} \cdot z)$, where Δ_{k0} is an absolute error of the computed value of k_0. Therefore both the admissible numerical error of the k_0 and the code parameters selection are different for each problem and depend on the domain z size. We shall consider the number of the right digits (NRD_{k0}) in k_0 as the characteristic of the solution quality for such problems. The (NRD_{k0}) is the number of nonvariable digits if the code parameters are improved [$\Delta_{k0} < 10^{-NRD_{k0}}$].

b. The next input parameters are given in the AsRect3D-Z code:

— the parameter of the iteration exit ε;

— the space mesh step $\Delta_x = \Delta_y$;

— the angle mesh order NANGL (we set the Gauss angle mesh: NANGL+NANGL, NANGL+NANGL along γ and $\mu = \cos\varphi$).

THE TEST PROBLEMS AND THE RESULTS.

Now we compare the results obtained by TANI and TORT transport codes with the AsRect3D-Z code test results. TANI and TORT are three-dimensional transport codes based on by P_nS_n model with the second order accuracy of the approximation for the distribution function.

The full scattering box medium (square in plane) is taken for the problem. The total macroscopic cross section is taken equal 1. The test problem scheme is presented at figure 1. The bottom boundary condition for TANI and TORT is reflect, the other those are vacuum. The uniform distributed source is presented above bottom edge from 1 to 8 centimetre. Thus the unlimited bottom edge model is constructed. The total system height is 20 centimetre. Three test problems with 4, 6 and 8 centimetre size along X and Y axes are considered.

To calculate test results we set the next input parameters in AsRect3D-Z code:

$\varepsilon = 10^{-5}$, $\Delta_x = \Delta_y = 0{,}05$, NANGL = 15 for the problem with $X = Y = 4$,

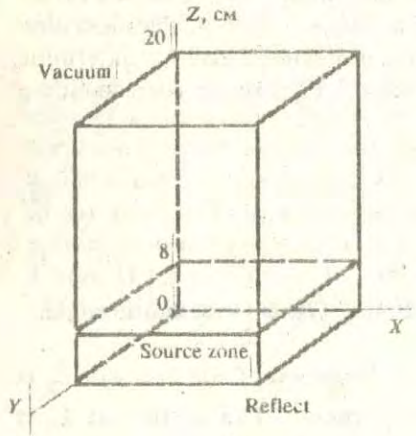


Fig. 1. Geometrical scheme for the three dimensional test problems

$\varepsilon = 10^{-5}$, $\Delta_x = \Delta_y = 0{,}05$, NANGL = 10 for the problem with $X = Y = 6$,

$\varepsilon = 10^{-5}$, $\Delta_x = \Delta_y = 0{,}05$, NANGL = 10 for the problem with $X = Y = 8$.

One group P_0S_{10} model is taken for TANI and TORT. The accuracy of the distribution function for inner iterations is $\varepsilon = 10^{-3}$. The space mesh step for Z coordinate is 0,4 for the all tests. The space mesh steps for X and Y coordinates are 0,5, 0,37 and 0,25 for $X = Y = 8$, $X = Y = 6$ and $X = Y = 4$ coorrespondingly.

The $k_0(z) = \frac{d}{dz}\left(\ln\left|\int\int_S \psi(x, y, z, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}\right|\right)$ functions for TANI and TORT codes are presented

in figures 2 and 3 correspondingly. We can see there are the asymptotic regions where $k_0(z)$ functions are almost constants. The asymptotic solution is better presented when the size of the system is bigger. The solution at the bottom edge of the system is formed by bottom leakage.

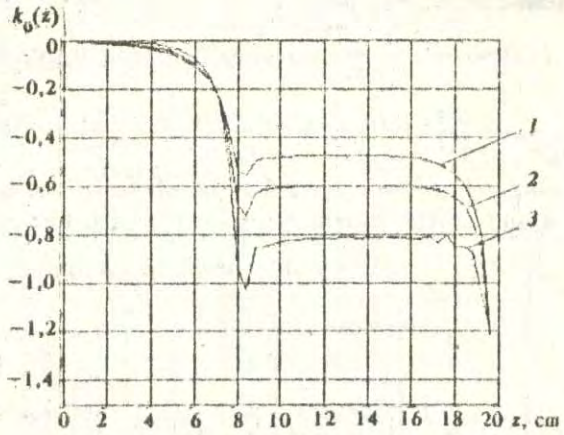


Fig. 2. The $k_0(z)$ functions for TANI. $k_0(z) = \frac{d}{dz}\left(\ln\left[\int\int_S \psi(x, y, z, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}\right]\right)$: *1* — for 8×8 test problem; *2* — for 6×6 test problem; *3* — for 4×4 test problem

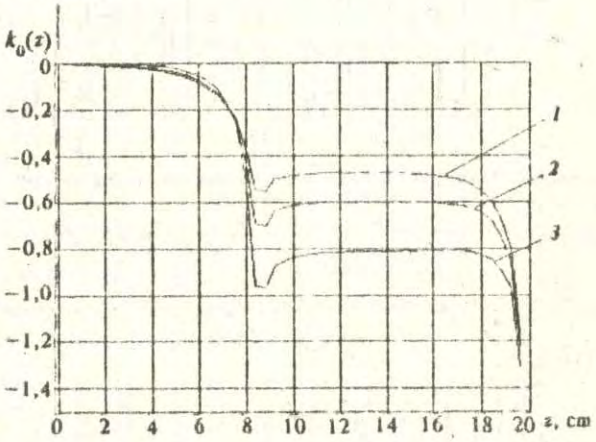


Fig. 3. The $k_0(z)$ functions for TORT. $k_0(z) = \frac{d}{dz}\left(\ln\left[\int\int_S \psi(x, y, z, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}\right]\right)$: *1* — for 8×8 test problem; *2* — for 6×6 test problem; *3* — for 4×4 test problem

Results for k_0 parameter (where $k_0 = k_0$ (14) for TANI and TORT codes) are given in table.

k_0 parameter for asymptotic solutions

size\code	TANI	AsRect3D-Z	TORT
4×4	− 0,816	− 0,800 NRD = 2—3	− 0,810
6×6	− 0,600	− 0,594 NRD = 2—3	− 0,600
8×8	− 0,474	− 0,470 NRD = 2—3	− 0,474

One can see that the k_0-value decreases with the increasing of $G_\perp$ size. This fact means that the asymptotics is established more quickly in the problems with larger (X, Y) because the non-scattering radiation component $\sim e^{-z}$ always presents in the solution and it determines its non-asymptotic part.

Let us consider $F(x) = \dfrac{(P_A(x) - P(x))}{P_A(x)} \cdot 100\%$, where $P_A(x) = \int\limits_S \psi_A(x, y_0, z_0, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ and $P(x) = \int\limits_S \psi(x, y_0, z_0, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ are the scalar fluxes derived by AsRect3D-Z and TANI or TORT correspondingly Functions $F(X)$ for the plane in the asymptotic region are presented in figures 4 and 5. The distributions for the each test are given along X-axis

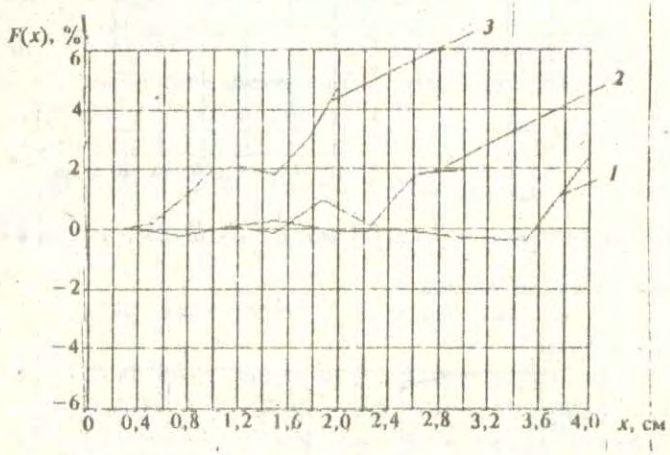


Fig. 4. The $F(x)$ functions for the central plane (x, y) in the asymptotic region from the centre to the edge of the system $F(x) = \dfrac{(P_A(x) - P(x))}{P_A(x)} \cdot 100\%$. Where $P_A(x) = \int\limits_S \psi_A(x, y_0, z_0, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ and $P(x) = \int\limits_S \psi(x, y_0, z_0, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ are the scalar fluxes derived by AsRect3D-Z and TANI correspondingly: *1* — for 8×8 test problem, $y_0 = 4$, $z_0 = 14$; *2* — for 6×6 test problem, $y_0 = 3$, $z_0 = 14$; *3* — for 4×4 test problem, $y_0 = 2$, $z_0 = 14$

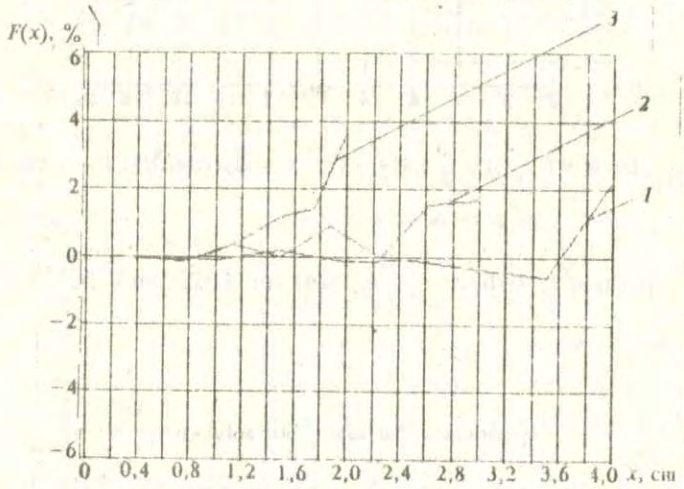


Fig. 5. The $F(x)$ functions for the central plane (x, y) in the asymptotic region from the centre to the edge of the system $F(x) = \dfrac{(P_A(x) - P(x))}{P_A(x)} \cdot 100\%$. Where $P_A(x) = \int\limits_S \psi_A(x, y_0, z_0, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ and $P(x) = \int\limits_S \psi(x, y_0, z_0, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ are the scalar fluxes derived by AsRect3D-Z and TORT correspondingly: *1* — for 8×8 test problem, $y_0 = 4$, $z_0 = 14$; *2* — for 6×6 test problem, $y_0 = 3$, $z_0 = 14$; *3* — for 4×4 test problem, $y_0 = 2$, $z_0 = 14$

from the point in the centre the (X, Y) plane where maximum of the function is observed. In this point the function is set equal 1 for all codes and the distribution is normalized at this point for the each code correspondingly.

Note that there are the differences between the distribution functions at the edge of the system. May be the space mesh steps at the edge of the system are rough to obtain the accurate approximation for the distribution function.

In figures 6 and 7 there are presented functions

$$C(z) = \ln\left[\frac{\int\int_S \psi(x, y, z, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}}{e^{-k_0 z}\cdot \int\int_S \psi_A(x, y, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}}\right],$$ where $\psi(x, y, z, \vec{\Omega})$ and $\psi_A(x, y, \vec{\Omega})$ are the distribution functions derived by TANI or TORT and AsRect3D-Z codes correspondingly. These functions show the asymptotic regimes achievement.

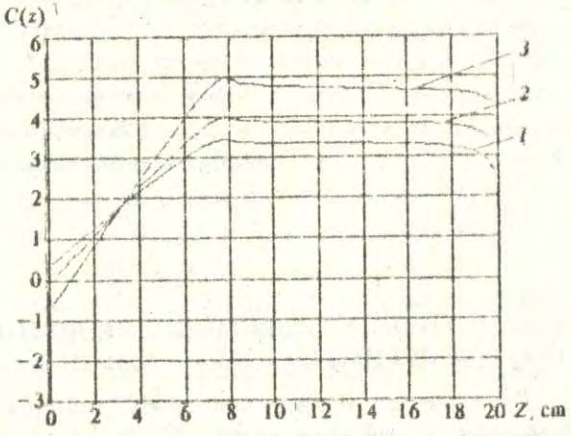


Fig. 6. The functions $C(z) = \ln C1(z)$, $C1(z) = \dfrac{\int\int_S \psi(x, y, z, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}}{e^{-k_0 z}\cdot \int\int_S \psi_A(x, y, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}}$. Where $\psi(x, y, z, \vec{\Omega})$ and $\psi_A(x, y, \vec{\Omega})$ are the distribution functions derived by TANI and AsRect3D-Z codes correspondingly: *1* — for 8×8 test problem; *2* — for 6×6 test problem; *3* — for 4×4 test problem

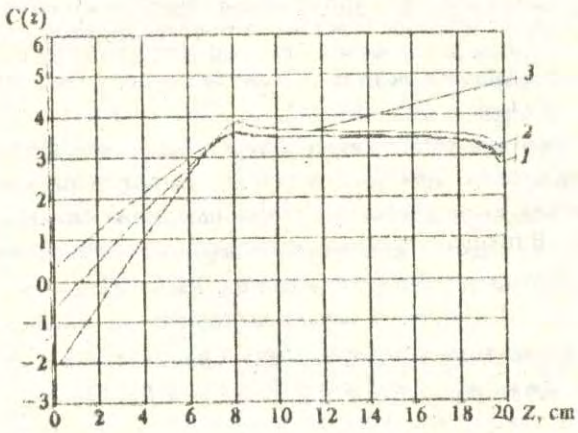


Fig. 7. The functions $C(z) = \ln C1(z)$, $C1(z) = \dfrac{\int\int_S \psi(x, y, z, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}}{e^{-k_0 z}\cdot \int\int_S \psi_A(x, y, \vec{\Omega})dxdyd\vec{\Omega}}$. Where $\psi(x, y, z, \vec{\Omega})$ and $\psi_A(x, y, \vec{\Omega})$ are the distribution functions derived by TORT and AsRect3D-Z codes correspondingly: *1* — for 8×8 test problem; *2* — for 6×6 test problem; *3* — for 4×4 test problem

The results of the comparison at the all test problems show the accordance between asymptotic regions for the solutions and the asymptotic parameters obtained by TANI, TORT and AsRect3D-Z codes. We can see that the best accordance is observed for $X = Y = 8$ test problem where the asymptotic regime is established more quickly.

LITERATURE

1. Moriakov A.V. TANI transport code. — In: 8th Intern Conf. on Radiation Shielding (Arlington, Texas, USA, April 24—28 1994), vol. 1, p. 547—549.
2. Germogenova T.A., Pavelyeva E.B. Semi-analytical benchmark calculations for two- and three-dimensional deep penetration problems. — Ibid., vol. 1, p. 185—192.
3. Germogenova T.A., Pavelyeva E.B. The characteristic equation in the problems on the radiation transport in stretched cylindrical domains. — J. of Num. Math. And Math. Phys., 1989, vol. 29, № 8, p. 1195.
4. Rhoades W.A., Childs R.L. The TORT three-dimensional discrete-ordinates neutron/photon transport code. ORNL-6268. Oak Ridge National Laboratory (1987).

Статья поступила в редакцию 19 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 38—44.

МОДУЛЬ ИСТОЧНИКА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ НЕЙТРИННОГО ЭКСПЕРИМЕНТА МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО

В.В. Веретенов, В.Н. Выродов, М.И. Гуревич,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва

В статье описана программа моделирования рождения нейтронов для нейтринных экспериментов. Скорости рожденных нейтронов сильно зависят от скорости падающих нейтрино. Программа включена в качестве модуля в комплекс MCU для расчета переноса нейтронов методом Монте-Карло

THE CODE FOR MODELING OF THE NEUTRON PRODUCTION IN THE NEUTRINO EXPERIMENTS BY THE MONTE CARLO METHOD. V.V. VERETENOV, V.N. VYRODOV, M.I. GUREVICH. This paper treats the code for modeling of the neutron production in neutrino experiments. The velocity of the produced neutrons is strong function of the velocity of the striking neutrino. This code is the part of the MCU code for the neutron transport calculations by the Monte Carlo method.

Одним из важных методов регистрации нейтрино является использование реакции обратного β-распада на ядрах водорода. Образующиеся при этом нейтроны имеют ярко выраженную анизотропию вылета в направлении падающих антинейтрино и обладают энергией ~ 1+150 кэВ. В процессе замедления и диффузии нейтроны регистрируются пропорциональными нейтронными счетчиками на основе ^{3}He.

Описанные в работах [1, 2] детекторы реакторных антинейтрино представляют собой водородосодержащую мишень (характерный размер 1—2 м^3), внутри которой в узлах равномерной решетки размещены ^{3}He-счетчики (общее число счетчиков 100—200).

Водородосодержащая мишень выполняет одновременно функции как генератора нейтронов, рожденных равномерно по ее объему, так и их замедлителя. При проектировании подобных экспериментальных установок необходимо оценить их эффективность и возможности пространственного разрешения, что невозможно осуществить без математического моделирования блуждания рожденных нейтронов методом Монте-Карло.

Кроме того, возросшие требования к точности получаемых результатов требуют тщательного исследования свойств детектора. Это достигается сравнением расчетных (Монте-Карло) величин эффективности регистрации нейтронов с измеренными в процессе калибровок установки.

Обычно при калибровках используют традиционные точечные источники нейтронов, помещаемые в различные точки мишени-замедлителя (Pu—Be, ^{252}Cf, Am—Li).

Совпадения расчетных и измеренных величин дают основания использовать метод Монте-Карло для расчета переноса нейтронов, возникающих при взаимодействии антинейтрино с протонами.

Такой подход является единственно возможным, во-первых, потому, что не существует калиброванных анизотропных нейтронных источников, имитирующих «антинейтринный» спектр нейтронов. Во-вторых, технически не представляется возможным прокалибровать весь внутренний объем детектора, не внося заметных искажений, приводящих к существенным поправкам.

При использовании этого метода задача сводится к решению неоднородного уравнения переноса нейтральных частиц (достаточно традиционная область применения метода Монте-Карло). Однако у рассматриваемой проблемы есть следующие особенности, которые, с одной стороны, упрощают задачу, а с другой, ее усложняют.

Во-первых, в силу ничтожности сечений взаимодействия нейтрино с веществом никакого ослабления потока нейтрино в экспериментальной установке не происходит. Поток нейтрино можно считать всюду одинаковым.

Во-вторых, взаимодействие нейтрино с ядрами водорода не зависит от химических связей и наличия в веществе других элементов.

Таким образом, источником нейтронов являются все водородосодержащие вещества. Интенсивность источника зависит лишь от концентрации ядер водорода. Больше нейтроны нигде в системе не образуются, так как в конструкции отсутствуют какие-либо делящиеся материалы.

В-третьих, главный источник нейтронов представляет собой область достаточно сложной формы. Это бак с водой, пронизываемый многими десятками трубок с детекторами.

В-четвертых, вода не является единственным водородосодержащим материалом, так как имеется еще оболочка из борированного полиэтилена для защиты от паразитных нейтронов внешней среды.

В-пятых, распределение направления полета и энергии рожденного нейтрона зависит от вектора скорости провзаимодействовавшего нейтрино. В экспериментах, с которыми связана описываемая работа, источником нейтрино служит ядерный реактор. Размеры его активной зоны сравнимы с расстоянием до экспериментальной установки, так что векторы скоростей нейтрино могут значительно различаться.

Все эти факторы потребовали разработки нового модуля источника нейтронов, включенного в программу решения уравнения переноса методом Монте-Карло MCU [3, 4].

При реализации первой версии рассматриваемого модуля было принято, что при каждом расчете вектор направления нейтрино будет фиксироваться. При необходимости провести усреднение по этим направлениям можно взять взвешенную комбинацию серии расчетов с разными векторами скорости. Однако в настоящее время для экспериментатора было важнее оценить вклад нейтронов, порожденных нейтрино с одинаковыми векторами скорости. Это направление задается в файле ввода вектором $\vec{\nu}$, длина которого не играет роли.

Пользователь в файле ввода перечисляет регистрационные объекты [4], в которых будут рождаться нейтроны. Считается, что в одном объекте интенсивность источника

и его угловой и энергетический спектры постоянны. В разных объектах они могут быть разными. Таким образом, неявно подразумевается, что каждый такой объект содержит только одно водородосодержащее вещество. Источник задается с помощью перечисления объектов, а не материалов, чтобы пользователь мог при желании ограничить источник некоторой частью водородосодержащей области. Такое ограничение не соответствует реальной задаче в силу невозможности экранировать поток нейтрино, но оно тем не менее необходимо в моделях, позволяя, в частности, оценить пространственное разрешение.

Несмотря на то, что источники в разных объектах различны, считается, что дискретизация угловых и энергетической переменных для всех источников сделана одинаково.

Для энергии задается N отрезков на энергетической оси: $[E_0, E_1]$, $[E_1, E_2]$, ..., $[E_{N-1}, E_N]$.

Для направлений принято естественное предположение, что распределение направления нейтронов инвариантно относительно поворота вокруг вектора $\vec{\nu}$ (направление полета нейтрино) и зависит лишь от μ — косинуса между $\vec{\nu}$ и вектором скорости рожденного нейтрона $\vec{u}$.

Пользователь задает на отрезке возможных значений μ M отрезков; $[-1, \mu_1]$, $[\mu_1, \mu_2]$, ..., $[\mu_{M-1}, 1]$.

Источник в объекте характеризуется интенсивностью рождения нейтронов и их угловым и энергетическим спектром. Заданные во входном файле интенсивности источников в объектах в дальнейшем используются как веса рожденных нейтронов и не сильно ухудшают дисперсию, так как отношение максимальной интенсивности к минимальной не слишком велико.

Для каждого объекта с источником во входном файле задается угловой спектр скоростей рождаемых нейтронов, т.е. набор чисел $kp_1, kp_2, \ldots, kp_M$, где k — произвольное положительное число, а p_i есть вероятность того, что косинус угла отклонения μ лежит в отрезке $[\mu_{i-1}, \mu_i]$. Считается, что внутри отрезка величина μ распределена равномерно, что соответствует замене истинной функции распределения ее линейной интерполяцией, что, при даже не очень мелком разбиении отрезка $[-1, 1]$, вполне допустимо.

Распределение энергий рожденных нейтронов зависит от угла отклонения. Поэтому для каждого объекта источника задается $M \times N$ матрица энергетического спектра s_{ij}. Эта матрица не нормирована.

Величина $p_{ij} = s_{ij}/(s_{i1} + s_{i2} + \ldots + s_{iN})$ есть условная вероятность того, что нейтрон, характеризуемый величиной μ из отрезка $[\mu_{i-1}, \mu_i]$, имеет энергию E из отрезка $[E_{j-1}, E_j]$. Распределение энергии внутри отрезка также считается равномерным.

Последнее предположение уже не является достаточно обоснованным, так как реальный энергетический спектр имеет достаточно узкий пик и область убывания. Однако использование сильно неравномерных сеток позволяет вести расчеты, сохраняя это предположение.

При наличии достаточно сложной геометрии модуль источника может требовать больших затрат времени процессора, поэтому проблема оптимизации быстродействия этого модуля весьма существенна. Возникают две проблемы. Первая — это определение точки рождения, причем в каждом объекте с источником должно быть равномерное распределение. Разница в интенсивности в различных объектах отображается в весе рожденных частиц, так что плотность вероятности рождения равна единице в пере-

численных объектах и нулю вне их. Однако в силу сложности формы прямая генерация частиц с таким распределением затруднена. Разыгрывать точку рождения по всему объему системы невыгодно, так как слишком много точек попадут вне объектов источника и будут отброшены. Причем отбрасывание может произойти только после определения объекта, содержащего точку, для чего требуется определить геометрическую зону, а это достаточно сложная операция [5]. Поэтому было выбрано компромиссное решение. Пользователь задает прямоугольный параллелепипед, в котором должны помещаться все объекты источника. Точки разыгрываются равномерно по этому параллелепипеду, а не по всей системе. При этом, во-первых, уменьшается число отбрасываемых точек, во-вторых, в параллелепипеде содержатся не все геометрические зоны системы, поэтому списки поиска зон оказываются более короткими и скорость нахождения зоны повышается.

Вторая проблема — это оптимизация розыгрыша направления и энергии рожденной частицы. Ее решают в два приема — определяют направление полета (в том числе угла отклонения), а потом, зная номер отрезка угла отклонения i, определяют энергию по вероятностям p_{ij}. Так как функции распределения приближены линейной интерполяцией, генерация соответствующих случайных чисел тривиальна. Выбор отрезка на шкале вероятностей делается методом половинного деления.

Для определения направления полета используется также стандартный прием. Разыгрывается косинус угла отклонения μ и точка (a, b), равномерно распределенная на единичной окружности. Строится вектор $\vec{u}_0 = (a\nu, b\nu, \mu)$, где $\nu = \sqrt{1 - \mu^2}$. Вектор $\vec{u}_0$ был бы искомым, если бы вектор $\vec{v}$ был бы направлен по оси 0Z. Вектор $\vec{u}$ получается из вектора $\vec{u}_0$ с помощью отражения, преобразующего направление вектора $\vec{v}$ в направление оси 0Z.

На базе изложенных принципов разработан, включен в программу MCU [3, 4] и используется в расчетных исследованиях модуль источника.

Решение этой частной задачи, разобранной в данной работе, иллюстрирует некоторые вопросы, возникающие при написании таких модулей.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Видякин Г.С., Выродов В.Н., Гуревич И.И. и др. Регистрация антинейтрино в потоке от двух реакторов. — ЖЭТФ, 1987, т. 93, вып. 2(8), с. 424—430.
2. Видякин Г.С., Выродов В.Н. и др. Ограничения на параметры нейтринных осцилляций. — Письма в ЖЭТФ, 1994, т. 59, № 6, с. 364—367.
3. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 1. Описание применения: Препринт ИАЭ-5772/5. — М., 1994.
4. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В. Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Том 5. Описание архитектуры: Препринт ИАЭ-5739/5. — М., 1994.
5. Гуревич М.И. Алгоритмы поиска геометрических зон. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1994, вып. 3.

Статья поступила в редакцию 25 декабря 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 44—47.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ MCU-RFFI

Дается краткое описание программы MCU-RFFI, предназначенной для решения однородных задач уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло. Программа MCU- RFFI позволяет рассчитывать трехмерные системы практически любой сложности. Учитываются эффекты непрерывного изменения энергии при столкновениях в области от 20 МэВ до $1 \cdot 10^{-5}$ эВ. Константное обеспечение MCU-RFFI составляет банк нейтронно-физических данных DLC/MCUDAT, разработанный в рамках проекта MCU. Верификация программы выполнена по данным более 300 интегральных экспериментов.

THE MCU-RFFI CODE ABSTRACT. The MCU-RFFI code description is given. The MCU-RFFI is continuous-energy, general geometry Monte Carlo code for solving the criticality problems of neutron transport in the energy range from from 20 MeV to $1 \cdot 10^{-5}$ eV. The original data library collection DLC/MCUDAT is used. The MCU-RFFI code is verifyed and validated by calculation more than 300 benchmark experiments.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

MCU-RFFI.

2. ЭВМ

Программа разработана для решения задач на ПЭВМ PC/AT 386, 486. Апробирована на ЭВМ μVAX, VAX, CDC CYBER и на рабочей станции SUN.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа предназначена для решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло. Распространяемая версия программы позволяет решать однородные задачи (на критичность) для систем с произвольной трехмерной геометрией. Существует вариант программы для решения наряду с однородными и неоднородных (с внешним источником) задач. Моделирование взаимодействия нейтронов с ядрами среды производится с использованием как групповых, так и поточечных представлений сечений.

Возможен учет следующих граничных условий: утечка через внешнюю поверхность, белое и зеркальное отражение, трансляционная симметрия.

Программа позволяет учитывать эффекты двойной гетерогенности, когда тепловыделяющие элементы состоят из десятков тысяч микротвэлов.

Основные области применения:

— верификация нейтронных констант на основе сравнения с данными экспериментов;

— расчет нейтронно-физических характеристик различных типов ядерных реакторов;

— верификация инженерных программ расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов.

Для верификации инженерных программ могут быть рассчитаны:

— малогрупповые параметры ячеек реакторов, включая коэффициенты диффузии на основе различных определений;

— скорости ядерных реакций для отдельных нуклидов и их смесей в заданных пространственно-энергетических интервалах;

— параметры кинетики с учетом вклада запаздывающих нейтронов.

Программа позволяет решать задачу об асимптотической решетке (проблема Бенуа) и вычислять функционалы потока нейтронов для бесконечных однородных гетерогенных решеток с трансляционной симметрией с утечкой, заданной вектором баклинга B. В одном расчете может быть получена зависимость коэффициента размножения нейтронов от баклинга.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Программа позволяет учитывать эффекты непрерывного изменения энергии при столкновениях, как непрерывную, так и ступенчатую зависимость сечений от энергии. Расчеты могут проводиться с использованием спектров деления мгновенных и запаздывающих нейтронов.

В области неразрешенных резонансов сечения вычисляются по подгрупповым параметрам или с использованием *f*-факторов Бондаренко. В области разрешенных резонансов допускается как подгрупповое, так и поточечное описание сечений. Сечения наиболее важных нуклидов описываются «бесконечным» числом точек, так как при моделировании в каждой энергетической точке они вычисляются по резонансным параметрам. Такая схема позволяет проводить расчеты непосредственно с использованием данных по резонансным параметрам без предварительной подготовки таблиц сечений и оценивать температурные эффекты через аналитические зависимости сечений от температуры. В этой связи были разработаны алгоритмы ускоренного расчета сечений по резонансным параметрам с учетом доплеровского уширения. Моделирование столкновений в области термализации проводится по выбору пользователя либо в многогрупповом приближении, либо по модели непрерывного изменения энергии с учетом корреляций между изменением энергии и угла при рассеянии. В обоих случаях учитываются химические связи, тепловое движение ядер и когерентные эффекты для упругого рассеяния.

Точность расчета задач на критичность методом Монте-Карло ограничена только точностью используемых библиотек ядерных данных.

Константное обеспечение программы MCU-RFFI составляет банк нейтронно-физических данных DLC/MCUDAT, в который входят:

— БНАБ/MCU — расширенная и модифицированная версия 26-групповой системы констант БНАБ-78;

— LIPAR — резонансные параметры в области разрешенных резонансов;

— ТЕПКОН — многогрупповые сечения в области термализации;

— ВЕСТА — библиотека для моделирования столкновений нейтронов с ядрами с учетом непрерывного изменения энергии нейтронов в области термализации, заданная в форме вероятностных таблиц, полученных из законов рассеяния $S(\alpha, \beta)$.

Банк DLC/MCUDAT верифицирован для основных нуклидов по данным более 300 интегральных экспериментов и обеспечивает точность расчета критических benchmark-экспериментов, сравнимую с получаемой по программе MCNP с данными библиотеки ENDF/B-V (0,3—0,4% в $K_{эф}$).

Программа MCU-RFFI позволяет рассчитывать трехмерные системы практически любой сложности. Методом комбинаторной геометрии системы описываются как булевские комбинации набора простых тел. В распоряжении пользователя имеются 13 типов тел (цилиндры, конус, шар, параллелепипеды и т.д.). Описание геометрии и краевых условий облегчается возможностью использования симметрии системы и заданием решеток, получаемых размножением некоторых исходных элементов. В решетки могут включаться неоднородности как аппликации. Каждой геометрической зоне пользователь приписывает ряд атрибутов: номер материала, номер

регистрационной зоны, номер регистрационного объекта и пр. Для решеток эти атрибуты могут генерироваться автоматически с использованием минимальной информации, задаваемой пользователем.
Регистрация функционалов потока производится интегрированием потока с заданными весовыми функциями по регистрационным зонам, регистрационным объектам и системе в целом. Энергетические регистрационные группы для интегрирования по энергии задаются пользователем.
Рассчитываются следующие величины:
— коэффициент размножения нейтронов (по числу столкновений, по числу поглощений, комбинированные оценки);
— плотность потока нейтронов;
— скорости ядерных реакций на изотопах и их смесях в материалах;
— набор малогрупповых констант для регистрационных объектов;
— параметры точечной кинетики;
— спектральные индексы;
— токи и потоки на поверхностях ячеек.
При решении задачи об асимптотической решетке с утечкой, заданной баклингом (задача Бенуа), вычисляются коэффициенты диффузии в определениях Бенуа и Боналюми.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Параметры, определяющие объем памяти, необходимой для решения определенного класса задач, задаются пользователем при генерации программы с учетом их сложности.
Программа MCU-RFFI написана на языке Фортран-77. Относится к классу машинонезависимых. Рабочая версия программы для каждой конкретной ЭВМ и установленной на ней операционной системы генерируется с использованием препроцессора MCUREP, разработанного для программ пакета MCU.
Принципиальных ограничений по объему памяти программа не имеет.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от выбранной пользователем физической модели и сложности геометрии моделируемой системы, набора рассчитываемых функционалов и статистической точности их оценки. Время счета может быть существенно уменьшено в случае искусного задания исходных данных при описании геометрии, которое является неоднозначным.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

В MCU-RFFI с высокой точностью моделируется взаимодействие нейтронов в резонансной области энергий без предварительного табулирования сечений, используемого в других программах подобного класса. Наряду с возможностью учета температурных эффектов в области термализации это допускает исследовать системы в широком диапазоне температур. Программа допускает моделировать системы с двойной гетерогенностью, учитывать влияние запаздывающих нейтронов на параметры спектра.

Программа MCU-RFFI, предназначенная для решения методом Монте-Карло задач о критичности размножающих нейтроны систем, разработана в рамках проекта MCU.

Проект включает в себя развитие пакета программ MCU для решения уравнения переноса методом Монте-Карло, создание и адаптацию различных библиотек констант, разработку программ для работы с ними, проведение верификации программ и констант на основе сравнения с данными экспериментов, развитие библиотеки CLAD, содержащей описания реперных экспериментов и результатов расчетов.

Пакет MCU представляет собой набор модулей, из которых компонуются специализированные программы для решения различных прикладных задач. В архитектуре пакета заложена возможность компоновки специализированных программ, подобных MCU-RFFI, путем использования альтернативных модулей из библиотеки пакета.

Модуль — это совокупность подпрограмм, имеющих строго определенные архитектурой пакета функциональное назначение и интерфейс. По своему назначению модули подразделяются на следующие типы: У — управляющие; Ф — физические; Г — геометрические; Р — регистрационные; И — источников.

Кроме того, пакет имеет системные средства для сборки рабочих программ по названиям модулей разных типов, задаваемых при установке пакета на конкретную ЭВМ с учетом заказа пользователя.

Сборка рабочей программы (РП) осуществляется по формуле: РП = У + Ф + Р + Г + И, где У, Ф, Р, Г, И — названия конкретных модулей соответствующих типов.

Задание имен модулей препроцессору определяет ту или иную схему решения задачи. Все модули одинакового типа в пакете взаимозаменяемы.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

TERMAC и STEN — программы модификации библиотек констант тепловых нейтронов ТЕПКОН и ВЕСТА. В частности, они позволяют пользователю рассчитывать законы рассеяния сечений тепловых нейтронов на основе библиотеки фононных спектров и сечения когерентного рассеяния в зависимости от температуры.

GRAF служит для проверки входных данных к геометрическому модулю, осуществляет визуализацию геометрии расчетного варианта в виде плоских сечений с последовательным изображением регистрационных зон, материальных зон и регистрационных объектов. Выбор сечений и типов областей устанавливаются пользователем в интерактивном режиме.

CLAD — машинная библиотека, в которой на языке задания исходных данных MCU описано примерно 300 критических сборок и международных тестов. В библиотеку включены результаты измерений на сборках и результаты соответствующих расчетов по программам пакета MCU.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Пакет программ MCU [1—3] развивается с 1982 г. Были созданы три его версии: MCU-1, MCU-2 и MCU-3. Эти программы используются во многих лабораториях и институтах России, а также в Китае. Они надежно верифицированы на основе анализа более 300 benchmark-экспериментов и тысяч прикладных расчетов. Программа MCU-RFFI проверена путем сравнения результатов с полученными по предыдущим версиям при использовании идентичных библиотек констант и фи-

зических моделей. Результаты подобных расчетов по двум последующим версиям дают абсолютно точное совпадение в основных функционалах. Программа MCU-RFFI обеспечивает расчет коэффициента размножения нейтронов с точностью не хуже 0,3—0,4%.
Программа депонирована в ОФАП-ЯР в декабре 1994 г. (инв. № 365 ОФАП-ЯР).

10. ССЫЛКИ

1. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Пакет программ MCU для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений в реакторе. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 7, с. 27.
2. Gomin E.A., Maiorov L.V., Yudkevich M.S. Some aspects of Monte Carlo method application to nuclear reactor analysis. — Progress in Nuclear Energy, 1990, vol. 24, p. 211.
3. Maiorov L.V. The Monte Carlo codes and Their Application. In book: Final report of TIC. Volume 2. Theoretical investigations of the physical properties of WWER-type uranium-water lattices/Ed. by L. Maiorov. — Budapest: Akademiai Kiado, 1994, p. 70—148.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Для работы программы на ПЭВМ требуется не менее 600 кБ оперативной памяти. Для сложных и больших систем требуемая программой память зависит от числа изотопов, числа геометрических зон, числа рассчитываемых функционалов. Как правило, оперативной памяти от 3 до 8 МБ бывает вполне достаточно, чтобы рассчитывать самые сложные системы.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

ФОРТРАН-77. Служебные подпрограммы (не более 300 строк) написаны на ассемблере и СИ.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

MS-DOS, NOS-VE, VMS, UNIX.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Программа MCU-RFFI в пределах России распространяется бесплатно, без ограничений и финансовых обязательств. Варианты программ с расширенными возможностями распространяются с ограничениями. По вопросам получения программы следует обращаться к Е.А. Гомину (E-mail address: gomin@atis.kiae.su).

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

А.Е. Глушков, Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, Л.В. Майоров.

Авторы аннотации Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, Л.В. Майоров, С.В. Марин (Российский научный центр «Курчатовский институт», 123182, Москва).

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Программа MCU-RFFI в форме препроцессорных текстов на языке MCUREP, фортранных текстов и нескольких вариантов загрузочных модулей под конкретное распределение памяти, тип ЭВМ и операционную систему. Полная документация по программе на русском и частично на английском языках в форме препринтов и машинных текстов.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

Метод Монте-Карло, уравнение переноса, нейтрон, вычислительная программа, критичность.

18. СПОНСОР

Российский фонд фундаментальных исследований. Грант 94-02-06049.

Статья поступила в редакцию 14 марта 1995 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 48—53.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ RAPAN-1

Приводится описание программы RAPAN-1 для расчета сечений в области разрешенных резонансов с учетом эффекта Доплера в ψ—χ-приближении.

CODE RAPAN-1 ABSTRACT. A description of the code RAPAN-1 for cross section calculation in the resolved resonance region with consideration for the Doppler effect by means of the ψ—χ approach is presented.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа RAPAN-1. Расчет сечений в области энергий разрешенных резонансов.

2. ЭВМ

Программа написана для любой ЭВМ, на которой имеется транслятор языка FORTRAN-77. Испытания программы автором проводились на IBM PC/AT-286 с операционной системой MS-DOC и транслятором Microsoft версии 4.10.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

При заданных значениях энергии нейтрона и температуры рассчитываются микроскопические сечения нуклида (полное сечение, сечения радиационного захвата

и деления), а также среднее число нейтронов, порождаемых в результате одного акта деления. Доплеровское уширение резонансных линий учитывается в ψ—χ-приближении.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Расчет сечений по резонансным параметрам осуществляется на основе или формализма Брейта—Вигнера (одноуровневого или многоуровневого), или формализма Адлер—Адлера. При необходимости учитывается составляющая, заданная в табличном виде или по закону $1/v$. Выбор формализма определяется содержанием файлов исходной библиотеки оцененных данных и, следовательно, происходит автоматически. Среднее число нейтронов деления при заданной энергии рассчитывается по таблицам, заданным в библиотеке. По указанию пользователя для отдельных нуклидов может использоваться специально разработанный алгоритм, позволяющий во много раз повысить скорость расчета сечений. В этом алгоритме используется метод расчета сечений, основанный на идее выделения сингулярной и гладкой частей резонансной функции. Общее описание метода опубликовано в работе [1], а особенности его реализации в программе — в работе [2]. Погрешность расчета, вносимая использованием этого алгоритма, заранее известна. В настоящей версии программы гарантируется, что в любом случае она не превышает 1% для стандартной рекомендованной версии библиотеки констант.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Максимальные размерности массивов определяются только требованиями, предъявляемыми пользователем к затратам оперативной памяти. Значение энергии нейтрона, которое можно задавать при обращении к программе, должно быть больше нуля и меньше или равно верхней границе области энергий разрешенных резонансов, определенной для каждого нуклида в библиотеке резонансных параметров. Значение температуры должно быть больше нуля.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Определяется, главным образом, разновидностью используемого формализма и числом учитываемых при расчете резонансных уровней, поэтому может сильно различаться для разных нуклидов. Ускорение счета, которое получается при использовании быстродействующего алгоритма, также зависит от числа резонансных уровней нуклида. В тестовом варианте (IBM PC/AT-286, транслятор Microsoft 4.10 без оптимизации) среднее время расчета в одной энергетической точке составило: для нуклида ^{238}U — 0,51 с по стандартному и 0,027 с по быстродействующему алгоритму, для нуклида ^{235}U — 0,17 с по стандартному и 0,026 с по быстродействующему алгоритму.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Возможность расчета сечений с более высоким быстродействием — главное отличие программы RAPAN-1 от аналогичной по своим функциям программы CROSS [3].

Наиболее эффективно использовать указанную возможность в расчетах методом Монте-Карло с детальным учетом энергетической зависимости сечений в резонансной области, когда затраты машинного времени велики. По сравнению с подходом, используемым в программе MCNP [4], использование программы RAPAN-1 позволяет обойтись без предварительной табуляции сечений, что даст возможность исключить связанные с этим дополнительные погрешности и более рационально использовать оперативную память ЭВМ.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Программа не обращается к каким-либо внешним процедурам и может вызываться из любых программ. В частности, версия программы RAPAN-1 включена в программу MCU [5] расчета реакторов методом Монте-Карло (начиная с версии MCU-3.0). Программа привязана к рабочей библиотеке констант RAPLIP-1, записываемой в специально разработанном текстовом формате. Файлы стандартной версии библиотеки RAPLIP-1 получены по данным библиотеки LIPAR-3. В случае необходимости можно сформировать рабочую библиотеку по данным ENDF/B-VI для нуклидов, оценки резонансных параметров которых позволяют использовать соответствующие разновидности $\psi-\chi$-приближения.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа находится в эксплуатации и депонирована в ОФАП-ЯР в 1993 г. (инв. № 325 ОФАП-ЯР).

10. ССЫЛКИ

1. Glushkov A.E., Maiorov L.V. A method for neutron gross sections calculations in the resolved resonance region. — ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3. с. 23—24.
2. Глушков А.Е. Программа RAPAN-1 расчета сечений в области разрешенных резонансов: Препринт ИАЭ-5700/5. — М., 1994.
3. Абагян Л.П., Тебин В.В., Юдкевич М.С. CROSS — пакет программ и библиотек для расчета сечений в области разрешенных резонансов: Препринт ИАЭ-4009/5. — М., 1984.
4. LA-7396-M, Rev. 2. MCNP — A general Monte Carlo code for neutron and photon transport. — Los Alamos, 1989.
5. Майоров Л.В. Использование прецизионных расчетов для анализа экспериментов на сборке ZR-6 и точности инженерных методик. — В кн.: Сб. трудов ВМК, том II. Теоретические исследования по физике уран-водных решеток типа ВВЭР. — Budapest: Akademiai Kiado, 1993, с. 83—148.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Оперативная память, доступная на IBM PC/AT без расширения (640 кбайт), вполне достаточна. Для размещения полной библиотеки RAPLIP-1, содержащей данные о резонансных параметрах для 97 изотопов, требуется 1,2 Мбайт памяти на магнитном диске; для размещения текстов программы требуется 70 кбайт, объектных модулей — 80 кбайт и EXE файла тестовой задачи — 80 кбайт.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

ФОРТРАН-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

Любая, поддерживающая транслятор стандартной версии языка FORTRAN-77.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Объект текста программы превышает 1800 строк. Программа состоит из 10 подпрограмм.

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

А.Е. Глушков, РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Программа может быть представлена в виде объектных модулей. Вместе с программой может быть представлено ее описание с инструкцией по использованию и контрольная тестовая задача.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

А.

Статья поступила в редакцию 14 декабря 1993 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 53—56.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ САПФИР—ВВР

Описана программа для нейтронно-физического расчета ячеек тепловых водо-водяных реакторов в процессе выгорания с использованием библиотек констант БНАБ/ТР и ТЕПКОН.

CODE SAPFIR—WWR ABSTRACT. Code SAPFIR—WWR for calculation of neutron distribution in thermal light water reactor cells (both pincells and supercells) with burnup on base of neutron cross section libraries BNAB/TR and TEPKON is described.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

САПФИР—ВВР — программа для нейтронно-физического расчета ячеек тепловых водо-водяных реакторов в процессе выгорания на базе пакета программ САПФИР

[1] (под ячейкой здесь и далее понимается как микроячейка твэла, так и суперячейка ТВС — кассета или канальная, кластерная ячейка).

2. ЭВМ

CYBER, VAX, EC, IBM PC.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа предназначена для расчета поля нейтронов в ячейках тепловых водо-водяных реакторов в процессе выгорания на базе библиотек нейтронных сечений БНАБ/ТР [2—5] и ТЕПКОН [6—9] с реальным моделированием геометрии ячейки и для получения на основе этого распределения малогрупповых эффективных характеристик ячейки для использования в программе расчета реактора «в целом». При энергетической свертке возможен учет утечки в приближении «баклинга». Рассматриваемая область имеет вид $1/2N$ или $1/N$ части правильного N-угольника (с условиями периодичности или условиями зеркального или «белого» отражения нейтронов на боковой границе) с достаточно произвольным расположением топливных и поглощающих элементов.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Используется групповое приближение в быстрой области энергий нейтронов, обобщенный подгрупповой подход [10] в резонансной области, разбиение на 40 микрогрупп в тепловой области (везде в изотропном или транспортном приближении). Пространственное распределение нейтронов находится с помощью метода вероятностей первых столкновений (ВПС). ВПС вычисляются с помощью метода [11] с использованием геометрического модуля CLUSTER (или других, [12]). Для сокращения объема вычислений ВПС используется их аппроксимация [13, 14] по «опорным» матрицам. При расчете выгорания рассматриваются отдельно 65 изотопов (продукты деления и основные осколки), остальные изотопы рассматриваются как эффективный осколок. Отдельно рассматривается выгорание бора, гадолиния и других резонансных поглотителей.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Возможности пакета программ САПФИР и современные ЭВМ позволяют легко моделировать типичные ячейки водо-водяных реакторов с достаточным количеством геометрических, регистрационных, физических зон и принимаемых в расчет изотопов. Ограничения могут возникать из-за нехватки дисковых ресурсов и счетного времени.

В данной версии программы заданы следующие основные размерности

— число изотопов во всех физических зонах ≤ 100;
— число физических зон ≤ 20;
— число разных изотопов в ячейке ≤ 61;
— число макрогрупп ≤ 26;
— число регистрационных зон ≤ 150;
— число групп ≤ 26;

— число микрогрупп в тепловой области ≤ 40;
— число подгрупп в группе ≤ 8;
— число осколков деления на одну выгорающую смесь ≤ 75;
— число физических различных выгорающих смесей ≤ 11;
— число геометрических зон ≤ 200.
Значения указанных параметров могут быть легко перестроены.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

По специальному управлению можно выводить на печать таблицу распределения временных характеристик, участвующих в расчете сегментов. Из опыта следует, что основную долю времени занимает подготовка ВПС и сегменты расчета в тепловой и резонансной областях энергий. На системную поддержку расчета расходуется 2—5% от времени полного расчета. На расчет кассеты средней сложности уходит около 3—5 мин на 1 шаг по выгоранию. Время расчета зависит также в большой степени от режима печати и архивизации данных (может меняться в пределах 50% времени расчета).

7 ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

— обеспеченность библиотеками оцененных микроконстант;
— возможность использования аппроксимации матриц ВПС;
— использование обобщенного подгруппового подхода в резонансной области энергий;
— оригинальная «логическая» система обмена информацией с внешними носителями (промежуточными и постоянными архивами);
— разделение решения на отдельные функциональные сегменты;
— бесформатный ввод данных;
— гибко изменяемые форматы промежуточной и выходной информации в двоичном или текстовом виде.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПОДПРОГРАММЫ

Программа использует банк ядерно-физических данных РНЦ КИ. Возможно использование графических средств ГРАФОРА.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа эксплуатируется в НИТИ, РНЦ «Курчатовский институт». Депонирована в ОФАП-ЯР в 1992 г. (инв. № 260 ОФАП-ЯР). Программа аттестована Госатомнадзором России (паспорт № 24, выдан 09.12.93 г.).

10. ССЫЛКИ

1. Тебин В.В., Обухов В.В., Сергеев В.К., Иванов А.С. Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4, с. 68—71.

2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. — М.: Энергоиздат, 1981.
3. Абагян Л.П., Юдкевич М.С. Оцененные данные для расчета тепловых реакторов. — ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1981, вып. 4(43).
4. Юдкевич М.С. Банк нейтронно-физических констант Института атомной энергии им. И.В. Курчатова. — ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1984, вып. 5(59), с. 3.
5. Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Нейтронно-физические константы в расчетах реакторов на тепловых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 137 с.
6. Гомин Е.С., Майоров Л.В. Комплекс TERMAC для расчета групповых сечений нейтронов в области термализации. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 5(27), с. 70.
7. Абагян Л.П., Юдкевич М.С., Тебин В.В. CROSS — пакет программ и библиотек для расчета сечений в области разрешенных резонансов: Препринт ИАЭ-4009/5. — М., 1984.
8. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В. Программа NEWRAS для расчета дифференциальных сечений рассеяния медленных нейтронов. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 8(21), с. 32.
9. Лиман Г.Ф. Программы CALCST и ELCOHR для расчета полных и упругих когерентных сечений рассеяния тепловых нейтронов. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 5(27), с. 74.
10. Тебин В.В., Юдкевич М.С. Обобщенный подгрупповой подход к расчету резонансного поглощения. — Атомная энергия, 1985, т. 59, вып. 2, с. 96.
11. Гомин Е.А., Майоров Л.В. О расчете вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 8(21), с. 62—69.
12. Майоров Л.В., Ильяшенко А.С. Программа расчета реакторов методом Монте Карло с учетом термализации и резонансной структуры сечений. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 5(27), с. 77.
13. Takahashi H. Approximation for the calculation of the generalized first-flight probability. — Nucl. Science Eng., 1966, vol. 26, № 2.
14. Иванов А.С. Аннотация программы расчета ВПС. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1984, вып. 6(43), с. 55—56.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Ресурсы для ЭВМ VAX/VMS:
— сформированная выполняемая задача — 0,5 Мбайт;
— подсистемные каталоги обмена и печати — 0,6 Мбайт;
— подархивы с выходной информацией для средней задачи — 3 Мбайт;
— для запоминания промежуточной информации — 4 Мбайт;
— библиотеки констант — 2,3 Мбайт;
— рабочее место на диске (исходные текстовые файлы, файлы с выходными данными) — 4 Мбайт

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

ФОРТРАН-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

Операционная система ЭВМ CYBER, VMS для VAX, СВМ для ЕС, UNIX для IBM PC.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

В.Г. Артемов, А.В. Ельшин, А.С. Иванов, А.С. Карпов, В.В. Обухов, П.В. Писарев, В.К. Сергеев — НИТИ, 188537, Сосновый Бор; В.К. Осипов, В.В. Тебин — РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Описание применения (с инструкцией для пользователя), набор «постановочных» материалов, верификационный отчет.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

В.

Нейтронно-физический расчет ячейки, библиотека сечений, метод ВПС, энергетическая группа, обобщенный подгрупповой подход, выгорание, малогрупповые эффективные характеристики ячейки.

Статья поступила в редакцию 12 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 56—60.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ САПФИР—ВВРТ

Описана программа для нейтронно физического расчета в процессе выгорания ячеек тепловых водо-водяных реакторов транспортного назначения.

CODE SAPFIR—WWRT ABSTRACT. Code for water-water transport reactor cell calculation is shortly described.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

САПФИР—ВВРТ — программа для нейтронно-физического расчета ячеек тепловых водо-водяных реакторов транспортного назначения в процессе выгорания на базе пакета программ САПФИР [1] (под ячейкой здесь и далее понимается как микроячейка твэла, так и суперячейка ТВС — кассета или канальная, кластерная ячейка).

2. ЭВМ

ЭВМ VAX, CYBER, ЕС, IBM PC.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа предназначена для расчета поля нейтронов в ячейках тепловых водо-водяных реакторов в процессе выгорания на базе библиотек нейтронных сечений БНАБ/ТР [2—5] и ТЕПКОН [6—9] с реальным моделированием геометрии ячейки. На основе результатов получают малогрупповые эффективные характеристики ячейки, использующиеся в программе расчета реактора в целом. При энергетической свертке возможен учет утечки в приближении «баклинга». Рассматриваются $1/2N$, $1/N$ части правильных N-угольников с условиями отражения (зеркального или «белого») или периодичности на боковых границах с достаточно произвольным расположением топливных и поглощающих элементов.
Программа САПФИР—ВВРТ обеспечивает моделирование нейтронно-физических процессов в ячейках ТВС при наличии стержневых и кольцевых твэлов, пэлов, стержней выгорающего поглотителя на основе бора и гадолиния.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Используется групповое приближение в области быстрых нейтронов, обобщенный подгрупповой подход [10] в резонансной области, разбиение на 40 групп в тепловой области (везде в изотропном или транспортном приближении). Пространственное распределение нейтронов находится с помощью метода вероятностей первых столкновений (ВПС). ВПС вычисляются с помощью метода [11] с использованием геометрического модуля CLUSTER (или других, [12]). Для сокращения объема вычислений ВПС применяется их аппроксимация [13, 14] по «опорным» матрицам. При расчете выгорания рассматриваются отдельно 65 изотопов (продукты деления и основные осколки), остальные изотопы объединяются в один «эффективный осколок». Отдельно рассматривается выгорание бора, гадолиния (как в гомогенном виде, так и в виде блокированного «обгорающего» поглотителя).

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Возможности пакета программ САПФИР и современные ЭВМ позволяют моделировать типичные ячейки водо-водяных реакторов с достаточным количеством геометрических, регистрационных, физических зон и количеством рассматриваемых изотопов. Ограничения могут возникать из-за нехватки дисковых ресурсов, счетного времени.
Для данной версии программы установлены следующие ограничения:
— число изотопов во всех физических зонах ≤ 100;
— число физических зон ≤ 20;
— число разных изотопов в ячейке ≤ 61;
— число макрогрупп ≤ 26;
— число регистрационных зон ≤ 150;
— число групп ≤ 26;
— число групп в тепловой области ≤ 40;
— число подгрупп в группе ≤ 8;

— число осколков деления на одну выгорающую смесь ≤ 75;
— число физических различных выгорающих смесей ≤ 11;
— число геометрических зон ≤ 200.
Значения указанных параметров могут быть легко перестроены.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

По специальному управлению можно вывести на печать таблицу распределения временных характеристик, участвующих в расчете сегментов. Как следует из опыта, основную долю времени занимает подготовка ВПС и сегменты расчета в тепловой и резонансной областях энергий. На системную поддержку расчета расходуется 2—5% от времени полного расчета. На расчет ячейки средней сложности уходит около 3—5 мин на 1 шаг по выгоранию на ЭВМ типа CYBER.
Время расчета зависит также в большой степени от режима печати и архивизации данных (может меняться в пределах 50% времени расчета).

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

— обеспеченность библиотеками оцененных микроконстант;
— возможность использования аппроксимаций матриц ВПС;
— использование обобщенного подгруппового подхода в резонансной области энергий;
— оригинальная «логическая» система обмена информацией с внешними носителями (промежуточными и постоянными архивами);
— разделение решения на отдельные функциональные сегменты;
— бесформатный ввод данных;
— гибко изменяемые форматы промежуточной и выходной информации в двоичном или текстовом виде.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПОДПРОГРАММЫ

Программа использует библиотеки сечений банка ядерно-физических данных РНЦ КИ.
Возможно использование графических средств ГРАФОРА.
Программа САПФИР—ВВРТ образует комплекс с программой RC, предназначенной для трехмерного расчета водо-водяных реакторов.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа находится в эксплуатации в НИТИ.
Версия для ЭВМ VAX депонирована в ОФАП-ЯР в 1994 г. (инв. № 34 ОФАП-ЯР) и прошла аттестацию Госатомнадзора РФ (паспорт № 34, выдан 22.06.95).

10. ССЫЛКИ

1. Тебин В.В., Обухов В.В., Сергеев В.К., Иванов А.С. Проект пакета программ САПФИР для решения задач расчета ячейки реактора. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4, с. 68—71.

2. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. — М.: Энергоиздат, 1981.
3. Абагян Л.П., Юдкевич М.С. Оцененные данные для расчета тепловых реакторов. — ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1981, вып. 4(43).
4. Юдкевич М.С. Банк нейтронно-физических констант Института атомной энергии им. И.В. Курчатова. — ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1984, вып. 5(59), с. 3.
5. Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Нейтронно-физические константы в расчетах реакторов на тепловых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 137 с.
6. Гомин Е.С., Майоров Л.В. Комплекс TERMAC для расчета групповых сечений нейтронов в области термализации. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 5(27), с. 70.
7. Абагян Л.П., Юдкевич М.С., Тебин В.В. CROSS — пакет программ и библиотек для расчета сечений в области разрешенных резонансов: Препринт ИАЭ-4009/5. — М., 1984.
8. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В. Программа NEWRAS для расчета дифференциальных сечений рассеяния медленных нейтронов. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 8(21), с. 32.
9. Лиман Г.Ф. Программы CALCST и ELCOHR для расчета полных и упругих когерентных сечений рассеяния тепловых нейтронов. — Там же, 1982, вып. 5(27), с. 74.
10. Тебин В.В., Юдкевич М.С. Обобщенный подгрупповой подход к расчету резонансного поглощения. — Атомная энергия, 1985, т. 59, вып. 2, с. 96.
11. Гомин Е.А., Майоров Л.В. О расчете вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 8(21), с. 62—69.
12. Майоров Л.В., Ильяшенко А.С. Программа расчета реакторов методом Монте-Карло с учетом термализации и резонансной структуры сечений. — Там же, 1982, вып. 5(27), с. 77.
13. Takahashi H. Approximation for the calculation of the generalized first-flight probability. — Nucl. Scienc. Eng., 1966, vol. 26, № 2.
14. Иванов А.С. Аннотация программы расчета ВПС. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1984, вып. 6(43), с. 55—56.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Требуемые ресурсы для ЭВМ с ОС VAX/VMS, Мбайт:
— сформированная выполняемая задача — 0,5;
— подсистемные каталоги обмена и печати — 0,6;
— подархивы с выходной информацией для средней задачи — 3;
— для запоминания промежуточной информации — 4;
— библиотеки констант — 2,3;
— рабочее место на диске (исходные текстовые файлы, файлы с выходными данными) — 4.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

ФОРТРАН-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

Операционная система ЭВМ CYBER, VMS для VAX, СВМ для ЕС, UNIX для IBM PC.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

В.Г. Артемов, А.В. Ельшин, А.С. Иванов, А.С. Карпов, В.В. Обухов, П.В. Писарев, В.К. Сергеев — НИТИ, 188537, Сосновый Бор; В.К. Осипов, В.В. Тебин — РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Описание применения (с инструкцией для пользователя), набор «постановочных» материалов, верификационный отчет.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

В.

Нейтронно-физический расчет ячейки, библиотека сечений, метод ВПС, энергетическая группа, обобщенный подгрупповой подход, выгорание, малогрупповые эффективные характеристики ячейки.

Статья поступила в редакцию 12 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып 3, с. 60—64.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ BMVC-T

Кратко описана программа BMVC-T, предназначенная для нейтронно-физического расчета ячейки водо-водяных реакторов транспортного назначения.

CODE BMVC-T ABSTRACT. The code for water-water transport reactor cell calculation is shortly described.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа BMVC-T. Нейтронно-физический расчет ячеек водо-водяных реакторов транспортного назначения.

2. ЭВМ

IBM/PC 386 и VAX.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа BMVC-T обеспечивает многогрупповой расчет нейтронно-физических характеристик ячеек водо-водяных реакторов в процессе выгорания.
В число рассчитываемых характеристик входят:
— малогрупповые параметры ячеек для диффузионного расчета реактора;
— функционалы от многогрупповых потоков, обеспечивающие интерпретацию токов нейтронно-физических датчиков системы внутриреакторного контроля и активационных измерений.
Ячейки могут иметь сложную гетерогенную структуру. Кроме твэлов в состав ячейки могут входить компенсирующие стержни с выгорающим поглотителем (СВП), неблокированные выгорающие поглотители, нейтронно-физические датчики.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Решается многогрупповое уравнение Пайерлса. Для расчета вероятностей первого столкновения используются геометрические модули программ метода Монте-Карло [1].
Программа опирается на константное обеспечение БНАБ/ТР [2]. В резонансной области используется приближение теоремы эквивалентности с эффективными подгрупповыми параметрами, скорректированными по реперным программам расчета блокированных микросечений в резонансной области. В тепловой области используется 12-точечное разбиение с гауссовскими весовыми функциями. Матрицы рассеяния в области термализации рассчитываются по программе NEWRAS [3].
Расчет выгорания топлива производится с учетом накопления трансурановых изотопов до ^{243}Am, учитывается около 40 осколков деления.
Расчет изменений концентраций поглощающих изотопов по радиусу обгорающего поглотителя производится во вспомогательной микроячейке, с существенно более детальным пространственным разбиением и более мелким временным шагом. При расчете ячейки в целом такой поглотитель представляется эффективными сечениями.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Ячейка может быть разбита на 12 секторов по углу (30 град. в секторе). В каждом секторе число геометрических зон не должно превышать 98.
Общее число регистрационных зон, в которых считаются многогрупповые потоки, не должно превышать 32.
Число материалов не должно превышать 20, из них шесть могут использоваться для описания выгорания топлива. Каждый материал может описываться 20 изотопами.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время решения задачи с предельным числом регистрационных зон и одним сектором составляет около 3 мин (время дано для IBM/PC-386 с сопроцессором 387

и тактовой частотой 30 МГц). С увеличением числа секторов рост времени линейный с коэффициентом 0,6.
При расчетах параметров ячеек для кратковременных состояний, с температурой, отличной от рабочей (например, в холодном состоянии), или состояний с введенными в ТВС органами регулирования, имеется возможность сокращения времени подготовки малогрупповых констант более чем в 5 раз, без заметной потери в точности расчета.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа обеспечивает решение задачи с повышенной точностью и сравнительно невысокими затратами времени при практически точном описании геометрии ячейки. Обеспечивается детальный расчет обгорания СВП и нейтронно-физических датчиков системы ВРК.
Имеется возможность увеличивать детальность описания накопления трансуранов и переходов изотопов продуктов деления с учетом особенностей решаемой задачи.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Обеспечено взаимодействие с графическим пакетом AUTOcad. Графическое представление исходных данных программы помогает облегчить проверку корректности задания материалов и разбиения ячейки на регистрационные зоны.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа BMVC-T прошла длительную проверку в НИТИ и РНЦ КИ и используется для сопровождения исследований нейтронно-физических характеристик в процессе испытаний активных зон и методических расчетов.
Версия программы для ЭВМ VAX депонирована в ОФАП-ЯР (инв. № 349 ОФАП-ЯР) и прошла аттестацию Госатомнадзора РФ (паспорт № 33, выдан 22.06.95).

10. ССЫЛКИ

1. Гомин Е.А , Майоров Л.В. О расчете вероятности первого столкновения в системах со сложной геометрией. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1982, вып. 8(21), с. 62—69.
2. Юдкевич М.С. Банк нейтронно-физических констант Института атомной энергии им. И.В. Курчатова. — ВАНТ Сер. Ядерные константы, 1984, вып. 5(59), с. 3.
3. Лиман Г.Ф., Майоров Л.В. NEWRAS — программа для расчета сечений рассеяния медленных нейтронов. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 8(21).

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Операционная память — 2 Мбайта; жесткий диск 3+0,4 Мбайт на архив результатов для каждой серии ячеечных расчетов.

12. ЯЗЫК ПРОГРАММИРОВАНИЯ

ФОРТРАН NDP, ФОРТРАН-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

ОС DOS и ОС VAX/VMS.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Имеется система меню и HELP. Имеется генератор входных данных, позволяющий сформировать для серии типовых расчетов большое число различных файлов данных с минимальным вводом дополнительной информации.

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

П.В. Писарев, А.С. Иванов, В.В. Обухов, Л.Н. Анискевич, В.Г. Артемов, Л.М. Шавлова — НИТИ, 188537, Сосновый Бор. Использованы фрагменты программ Е.А. Гомина, Л.В. Майорова, А.С. Ильяшенко (РНЦ «Курчатовский институт»).

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Программа, библиотека микроконстант, командные файлы, файлы настройки программы, файлы HELP, описание применения программы и тесты. Все материалы сформированы на машинном носителе.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

В.

Ячейка, водо-водяной реактор, СВП, датчики, вероятности первого столкновения, многогрупповое приближение, выгорание.

Статья поступила в редакцию 12 января 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 64—67.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ FPR-INT-1.20

Кратко описана программа расчета активности продуктов деления под оболочками герметичных и негерметичных твэлов и в теплоносителе первого контура, объеме парогазового компенсатора давления, а также расчета скорости уноса активности с организованными и неорганизованными протечками теплоносителя для реакторной установки с интегральной компоновкой оборудования первого и второго контуров.

CODE FPR-INT-1.20 ABSTRACT. It is shortly described code for calculation of fission product activity in the gap of tight and untight fuel pins, in the primary coolant, in steam-gas pressure compensator, and for calculation of fission product release with organized and unorganized coolant leackages in integral reactor.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

FPR-INT-1.20. Программа расчета активности продуктов деления в технологических средах водо-водяного реактора интегральной компоновки в нормальных режимах эксплуатации.

2. ЭВМ

ПЭВМ типа IBM PC AT.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа позволяет рассчитывать активность продуктов деления:
— под оболочками герметичных и негерметичных твэлов в зависимости от параметров их эксплуатации (линейной нагрузки, распределения нагрузки по длине твэла, плотности топлива, геометрических характеристик топлива и твэла, степени негерметичности оболочки твэла, числа твэлов и т.д.);
— в теплоносителе первого контура реактора и в объеме парогазового компенсатора давления при стабильных уровнях мощности реактора за счет различных источников поступления продуктов деления (негерметичные твэлы, поверхностное загрязнение оболочек твэлов ядерным топливом, примеси естественного урана в конструкционных материалах активной зоны);
— в теплоносителе первого контура и в объеме парогазового компенсатора давления при изменениях мощности реактора (спайк-эффекты);
— на поверхностях оборудования первого контура;
— на фильтрах системы спецводоочистки;
— унос активности: из первого контура с организованными и неорганизованными протечками теплоносителя; из объема парогазового компенсатора давления с неорганизованными протечками пара и газа.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Моделирование процессов миграции продуктов деления в технологических средах первого контура водо-водяного реактора с интегральной компоновкой оборудования осуществляется по методике расчета, разработанной в РНЦ КИ [1].
Используются аналитические решения дифференциальных балансных уравнений, описывающих миграцию продуктов деления из твэлов под оболочку, через возможные дефекты оболочек и в теплоноситель первого контура, а также перераспределение продуктов деления между теплоносителем, поверхностями оборудования первого контура, объемом парогазового компенсатора давления и фильтрами системы спецводоочистки:
— стационарные решения для относительно короткоживущих продуктов деления с периодами полураспада до 8—10 сут;
— нестационарные решения для долгоживущих продуктов деления, концентрация которых в топливе, на поверхностях оборудования первого контура и на фильтрах не достигает радиоактивного равновесия.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Ограничения сложности задачи связаны, главным образом, с диапазонами изменения эксплуатационных параметров твэлов и реакторной установки, в пределах которых верифицирована расчетная модель [1]. Единственным ограничением по величине расчетных параметров является ограничение по числу негерметичных твэлов в одной группе по типу дефекта в оболочке, которое не должно превышать 9999.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Время счета зависит от расчетного режима, числа обсчитываемых цепочек распада и числа групп твэлов, объединенных по единым характеристикам эксплуатации. Типичное время счета на ПЭВМ типа PC-386 для одной цепочки распада, содержащей шесть нуклидов, и одной группы негерметичных твэлов составляет 7—8 с.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа используется как самостоятельная.
К числу особенностей программы относятся:
— модульность программы, что позволяет легко модифицировать ее и дополнять новыми режимами работы;
— гибкость в выборе параметров для проведения адаптации параметров используемой физической модели;
— унификация ввода данных в программу;
— наглядность представления расчетных результатов;
— вариативность объема вывода информации;
— диалоговый режим формирования файлов исходных данных для расчетов с использованием управляющего модуля.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ ПРОГРАММЫ

Специальных вспомогательных модулей для работы программы не требуется. Некоторые задаваемые параметры эксплуатации твэлов должны предварительно рассчитываться пользователем.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа находится в производственной эксплуатации в РНЦ КИ и в ОКБМ, г. Нижний Новгород. Программа депонирована в ОФАП-ЯР в 1993 г. (инв. № 318 ОФАП-ЯР) и прошла аттестацию Госатомнадзора (паспорт № 32, выдан 22.12.94).

10. ССЫЛКИ

1. Л.М. Лузанова, П.Д. Славягин. Выход радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов на основе спеченной двуокиси урана: Препринт ИАЭ-3723. — М., 1983.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Программа использует:
— оперативную память от 250 до 300 кбайт в зависимости от режима работы;
— алфавитно-цифровое печатающее устройство, максимальная длина записи 110 байт.

12. ЯЗЫК ПРОГРАММИРОВАНИЯ

ФОРТРАН-77.

13. ОПЕРАЦИОННАЯ СИСТЕМА

MS-DOS.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

Объем основной программы составляет около 3500 записей длиной до 80 байт, вспомогательного модуля — около 3200 записей длиной до 80 байт.

15. АВТОР И МЕСТО ЕГО РАБОТЫ

П.Д. Славягин — РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Исходные и загрузочные файлы программы, файлы исходной информации, отчет по применению программного средства, содержащий описание алгоритма программы, исходные данные и результаты тестовой задачи, верификационный отчет.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

G.

Энергетический реактор, твэл, оболочка, ядерное топливо, продукты деления, теплоноситель, активность.

Статья поступила в редакцию 12 января 1995 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 67—70.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ МАВР-1.1

Представлена программа, предназначенная для расчета вероятности разрушения сосудов давления под действием статических и циклических нагрузок и однородного температурного поля (без воздействия облучения). В программе реализована модель трещиноподобных дефектов, учитывающая случайный разброс исходных данных, таких, как механические свойства, размеры дефектов и их количество. Программа снабжена пользовательским интерфейсом для формирования файла исходных данных.

CODE MAVR-1.1 ABSTRACT. The code presented was created to calculate the probability of pressure vessels destruction, influenced by static and cyclic loads and homogeneous temperature field (without radiation). The calculation based on the crack-likely failures mathematical model, which takes into account a random range of primary data, such as mechanical properties, sizes of defects and its number. The code has a user interface to form a primary data file.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

МАВР-1.1.

2. ЭВМ

ПЭВМ IBM PC/AT-286/287 или совместимые.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа предназначена для расчетов вероятностей возникновения течей и разрушения в сосудах давления при циклическом ступенчатом изменении напряжения и температур. Поле температур в пределах каждой ступени однородно по объему сосуда давления. При расчетах допускается учет следующих категорий напряжений: мембранные (общие и местные), общие изгибные, местные изгибные (включая температурные), остаточные и напряжения сдвига. Учитывается статистический разброс механических характеристик и случайный характер числа и размеров дефектов (трещин) в сосуде давления. Изменение размеров трещин в процессе эксплуатации осуществляется на основе уравнения Париса. Учитывается эффективность системы неразрушающего контроля дефектов в процессе изготовления сосуда давления и ремонт обнаруженных дефектов в случае, если их размеры превышают допустимые по правилам контроля оборудования АЭС. В качестве критериев перехода к стадии неустойчивого (лавинного) роста трещин используются условия превышения коэффициентом интенсивности его критического значения (хрупкое разрушение) и превышение раскрытия трещины над ее критической величиной — СОД (хрупко-вязкое разрушение). Учитывается также возможность остановки трещины при переходе от плоскодеформированного состояния (несквозная трещина) к плосконапряженному (сквозная трещина). Для расчета вязкого разрушения используются уравнения предельного состояния, определяющие условия возникновения пластического шарнира.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Вероятность начала разрушения (хрупкого, хрупко-вязкого и вязкого) при наличии дефекта случайного размера рассматривается как совокупность пересечения случайных событий, при которых размеры трещины находятся в интервале $(X_i; X_i + \Delta X)$ и в то же время критический размер трещины, зависящий от условия нагружения и значений критических параметров механики разрушения, ниже X_i. При этом задача сводится к численному интегрированию по X произведения плотности вероятности размеров дефектов $P_x(X)$ на функцию вероятности критических размеров дефектов $F_{xkp}(X)$. В работах [1—3] изложены алгоритмы вычисления $P_x(X)$ и $F_{xkp}(X)$, позволяющие учитывать статистический характер скорости роста трещины при коррозионно-усталостном нагружении, статистический разброс критических параметров механики разрушения, историю нагружения, опытные данные, полученные по результатам гидроиспытаний и неразрушающего контроля.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Температура по толщине стенки сосуда давления постоянна. Рассчитываемая конструкция находится вне зоны облучения. Информация о размерах исходной дефектности задается с помощью аналитических статистических законов или путем численного задания распределения, причем детерминированные дефекты могут

учитываться лишь путем искусственного представления с помощью нормального закона распределения с малой дисперсией. Среднеквадратичное отклонение размеров дефектов от математического ожидания не должно быть меньше 0,01 толщины стенки сосуда давления.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Определяется количеством шагов по времени (каждый шаг соответствует определенному режиму работы) и мощностью ПЭВМ. На ПЭВМ типа IBM PC/AT-286/287 с тактовой частотой 12 МГц время расчета одного шага по времени, соответствующего нормальным условиям эксплуатации, составляет около 3 ч.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа МАВР-1.1 состоит из двух модулей. Первый модуль формирует файл исходных данных для работы второго расчетного модуля. Формирование ведется в удобном для пользователя интерактивном режиме, позволяющем просматривать и изменять данные, управлять режимами второго модуля и выводом результатов расчетов. Расчетный модуль имеет возможность выводить на экран промежуточные результаты в цифровой и графической форме. В программу введена функция обработки ошибок, сообщения о которых выводятся в файл результатов.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Программа МАВР-1.1 вспомогательных программ не использует.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа МАВР-1.1 находится в производственной эксплуатации в Российском научном центре «Курчатовский институт». Версия программы поставлена в ОКБ «Гидропресс» и также используется в НТЦ Госатомнадзора. Программа депонирована в ОФАП-ЯР в 1992 г. (инв. № 235 ОФАП ЯР). Программа аттестована Госатомнадзором РФ, паспорт № 26, выдан 31 марта 1994 г.

10. ССЫЛКИ

1. Тутнов А.А., Ткачев В.В. Расчет вероятности начала хрупкого разрушения сосудов под давлением. — Атомная энергия, 1988, т. 64, вып. 3, с. 188—194.
2. Тутнова А.В. Методика расчета вероятности разрушения трубопроводов и сосудов давления. — Вант. Сер. Материаловедение и новые материалы, 1990, вып. 1(35), с. 13—24.
3. Тутнов А.А., Ткачев В.В. Количественно-вероятностный анализ опасности разрушения элементов конструкции ядерных реакторов как средство оценки ресурса этих элементов в условиях неполноты и неопределенности исходных данных о состоянии объекта. — ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы, 1990, вып. 1(35), с. 3—7.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Оперативная память 640 кбайт, свободное пространство на жестком магнитном диске — 4,2 Мбайт.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

БЭЙСИК фирмы Borland (интегрированный пакет Turbo Basic 1.1).

13. ОПЕРАТИВНАЯ СИСТЕМА

MS-DOS 3.2 или более поздние версии.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

А.А. Тутнов, А.Э. Тарумов, А.В. Тутнова — Российский научный центр «Курчатовский институт», 123182, Москва.
Внедренческое научно-производственное предприятие «Безопасность в промышленности и энергетике» (ВНПП БПЭ), 123380, Москва.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Описание программного средства, включая методику расчетов и руководство пользователя для работы в интерактивном режиме ввода исходных данных. Тексты программных модулей записаны на дискету.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

G.I.
Сосуд давления, вероятность, напряженность, напряжения, деформация, статистический разброс.

Статья поступила в редакцию 8 января 1992 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 70—73.

АННОТАЦИЯ ПРОГРАММЫ МАВР-2.1

Представлена программа, предназначенная для расчета вероятности разрушения корпусов реакторов под воздействием статических и динамических нагрузок. В программе реализована модель трещиноподобных дефектов, учитывающая случайный разброс исходных данных, таких, как механические свойства, флюенс нейтронов, размеры дефектов и их количество, концентрация примесей в корпусных материалах. Программа снабжена пользовательским интерфейсом для формирования файла исходных данных.

CODE MAVR-2.1 ABSTRACT. The code was created to calculate the probability of reactor vessel destruction, influenced by static and cyclic loads. The calculation based on crack-likely failures mathematical models, which takes into account a random range of primary data, such as mechanical properties, a neutron fluence, sizes of defects and its number, an admixture concentration in vessel materials. The code has a user interface to form a primary data file.

1. НАЗВАНИЕ ПРОГРАММЫ

МАВР-2.1.

2. ЭВМ

ПЭВМ IBM PC-386 с сопроцессором Intel-387 или Weitek, также совместимые ПЭВМ.

3. ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Программа предназначена для расчетов вероятностей возникновения течей и разрушения в сосудах давления при циклическом ступенчатом изменении напряжения и температур. Поле температур и флюенс повреждающих нейтронов в пределах каждой ступени задаются переменными по толщине стенки и по одному из направлений вдоль стенки корпуса реактора, совпадающему с осью трещины. При расчетах допускается учет следующих категорий напряжений: мембранные (общие и местные), общие изгибные, местные изгибные (включая температурные), остаточные и напряжения сдвига. Учитывается статистический разброс механических характеристик и случайный характер числа и размеров дефектов (трещин) в сосуде давления. Изменение размеров трещин в процессе эксплуатации осуществляется на основе уравнения Париса. Учитывается эффективность системы неразрушающего контроля дефектов в процессе изготовления сосуда давления и ремонт обнаруженных дефектов в случае, если их размеры превышают допустимые по правилам контроля оборудования АЭС. В качестве критериев перехода к стадии неустойчивого (лавинного) роста трещин используются условия превышения коэффициентом интенсивности его критического значения (хрупкое разрушение) и превышение раскрытия трещины над ее критической величиной — СОД (хрупко-вязкое разрушение). Учитывается возможность остановки трещины при продвижении ее фронта вглубь стенки корпуса за счет изменения вязкости материала, в частности при реализации режима аварийного залива внутрь корпуса холодной воды. После прохождения трещины на всю толщину стенки проверяется условие ее остановки за счет перехода от плоскодеформированного состояния (несквозная трещина) к плосконапряженному (сквозная трещина). Для расчета вязкого разрушения используются уравнения предельного состояния, определяющие условия возникновения пластического шарнира. При расчете критических параметров механики разрушения учитывается статистический разброс содержания меди и фосфора в металле, а также неопределенность флюенса в зоне перед фронтом трещины в силу случайного характера ее расположения и флуктуации азимутального распределения флюенса.

4. МЕТОД РЕШЕНИЯ

Вероятность начала разрушения (хрупкого, хрупко-вязкого и вязкого) при наличии дефекта случайного размера рассматривается как совокупность пересечения случайных событий, при которых размеры трещины находятся в интервале $(X_i; X_i + \Delta X)$ и в то же время критический размер трещины, зависящий от условия нагружения и значений критических параметров механики разрушения, ниже X_i. При этом задача сводится к численному интегрированию по X произведения плотности вероятности размеров дефектов $P_д(X)$ на функцию вероятности критических размеров дефектов $F_{ткр}(X)$. В работах [1—3] изложены алгоритмы вычисления $P_д(X)$ и $F_{ткр}(X)$, позволяющие учитывать статистический характер скорости роста трещины при коррозионно-усталостном нагружении, статистический разброс критических параметров механики разрушения, историю нагружения, опытные данные, полученные по результатам гидроиспытаний и неразрушающего контроля.

5. ОГРАНИЧЕНИЯ СЛОЖНОСТИ ЗАДАЧИ

Информация о размерах исходной дефектности задается с помощью аналитических статистических законов или путем численного задания распределения, причем детерминированные дефекты могут учитываться лишь путем искусственного представления с помощью нормального закона распределения с малой дисперсией. Среднеквадратичное отклонение размеров дефектов от математического ожидания не должно быть меньше 0,01 толщины стенки сосуда давления.

6. ТИПИЧНОЕ ВРЕМЯ СЧЕТА

Определяется количеством шагов по времени (каждый шаг соответствует определенному режиму работы) и мощностью ПЭВМ. На ПЭВМ типа IBM PC-386/387 с тактовой частотой 25 МГц время расчета одного шага по времени, соответствующего нормальным условиям эксплуатации, составляет около 8 ч.

7. ОСОБЕННОСТИ ПРОГРАММЫ

Программа МАВР-2.1 состоит из трех исполняемых модулей. Первый модуль формирует файл исходных данных для работы второго и третьего модуля. Формирование ведется в удобном для пользователя интерактивном режиме, позволяющем просматривать и изменять данные, управлять режимами работы второго и третьего модулей и выводом результатов расчетов. Второй и третий исполняемые модули — расчетные: второй производит предварительные вычисления и образует файлы, необходимые для работы третьего модуля; третий производит окончательные вычисления, результаты которых записывает в отдельный файл.

8. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ И СОПУТСТВУЮЩИЕ ПРОГРАММЫ

Программа МАВР-2.1 вспомогательных программ не использует.

9. СОСТОЯНИЕ ПРОГРАММЫ

Программа МАВР-2.1 находится в производственной эксплуатации в Российском научном центре «Курчатовский институт». Версия программы поставлена в ОКБ «Гидропресс». Программа депонирована в ОФАП-ЯР в 1992 г. (инв. № 236 ОФАП-ЯР). Программа аттестована Госатомнадзором РФ, паспорт № 27, выдан 31 марта 1994 г.

10. ССЫЛКИ

1. Тутнов А.А., Ткачев В.В. Расчет вероятности начала хрупкого разрушения сосудов под давлением. — Атомная энергия, 1988, т. 64, вып. 3, с. 188—194.
2. Тутнова А.В. Методика расчета вероятности разрушения трубопроводов и сосудов давления. — ВАНТ. Сер. Материаловедение и новые материалы, 1990, вып. 1(35), с. 13—24.

3. Тутнов А.А., Ткачев В.В. Количественно-вероятностный анализ опасности разрушения элементов конструкции ядерных реакторов как средство оценки ресурса этих элементов в условиях неполноты и неопределенности исходных данных о состоянии объекта. — Там же, с. 3—7.

11. ТРЕБОВАНИЯ К ЭВМ

Оперативная память 2 Мбайт, свободное пространство на жестком магнитном диске — 45 Мбайт.

12. ЯЗЫКИ ПРОГРАММИРОВАНИЯ

СИ фирмы Borland (интегрированный пакет Turbo 2.0) и ФОРТРАН. Тексты, написанные на ФОРТРАНе, обрабатывались пакетом фирмы Lahey Computer Systems (компиляция и линкование).

13. ОПЕРАТИВНАЯ СИСТЕМА

MS-DOS 3.2 или более поздние версии.

14. ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

15. АВТОРЫ ПРОГРАММЫ

А.А. Тутнов, А.Э. Тарумов, А.В. Тутнова — Российский научный центр «Курчатовский институт», 123182, Москва.
Внедренческое научно-производственное предприятие «Безопасность в промышленности и энергетике» (ВНПП БПЭ), 123380, Москва.

16. ИМЕЮЩИЕСЯ МАТЕРИАЛЫ

Описание программного средства, включая методику расчетов и руководство пользователя для работы в интерактивном режиме ввода исходных данных. Тексты программных модулей записаны на дискету.

17. РУБРИКИ И КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА

G.I.
Сосуд давления, вероятность, напряженность, напряжения, деформация, статистический разброс, корпус реактора.

Статья поступила в редакцию 8 января 1992 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 73—76.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЗАГРУЗОК С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ЕСТЕСТВЕННЫМ УРАНОМ НА КРИТИЧЕСКОМ СТЕНДЕ УГ

Н.Н. Андрющенко, А.М. Дегтярев, А.А. Иванов, А.Н. Кузьмин, Т.Е. Трофимова, А.В. Щукин,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва

Описаны две характерные критические загрузки с естественным металлическим ураном, собранные на уран-графитовом стенде УГ в РНЦ «Курчатовский институт». Приводятся значения $K_{эф}$, полученные экспериментально, а также расчетным путем по инженерной методике CELL+HEM-3 и по программе MCU (метод Монте-Карло).

EXPERIMENTAL AND CALCULATIONAL RESEARCHES OF CORE WITH NATURAL METALLIC URANIUM AT UG CRITICAL ASSEMBLY. N.N. ANDRIUSCHENKO, A.M. DEGTIAREV, A.A. IVANOV, A.N. KUZMIN, T.E. TROFIMOVA, A.V. SCHUKIN. There are described two typical critical cores with natural metallic uranium, which were assembled at UG assembly in RRC «Kurchatov Institute». There are presented values of K-eff obtained experimentaly and also by calculations with engineering method CELL+HEM-3 and with MCU code (Monte-Carlo method).

Критический уран-графитовый стенд УГ в РНЦ «Курчатовский институт» был введен в эксплуатацию в 1966 г. и предназначен для проведения исследований физики активных зон уран-графитовых реакторов различных типов.

Стенд включает в себя графитовую кладку с технологическими каналами (ТК), а также комплекс технологического, электротехнического и радиоэлектронного оборудования.

Первоначально графитовая кладка содержала центральный вкладыш для исследования физики РБМК, на котором были получены первые экспериментальные результаты для решеток такого типа. Впоследствии центральный вкладыш демонтировали и сформировали однородную графитовую кладку с шагом решетки 20 см. В такой решетке на протяжении длительного времени исследовался широкий круг вопросов физики активных зон уран-графитовых реакторов.

Конструкция стенда допускает проведение критических экспериментов с различными обогащением топлива и геометрией твэлов, а также с поглощающими элементами различного типа. Стенд оборудован уникальной системой внутриреакторного контроля «Кентавр», разработанной в МИФИ и позволяющей оперативно контролировать распределение нейтронного потока по активной зоне в стационарном и переходных режимах. Приведем основные характеристики стенда:

Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, нейтр./(см^2·с)	10^7
Размеры графитовой кладки, м:	
диаметр	7,4
высота	7,0
Число ТК	1101

Изображение графитовой кладки в плане приведено на рис. 1. Графитовая кладка располагается на стальной несущей конструкции. Графитовые блоки, образующие кладку, имеют квадратное сечение со стороной $200^{-1,3}_{-0,7}$ мм. Каждая ячейка кладки состоит из нескольких расположенных соосно графитовых блоков. В каждой из ячеек

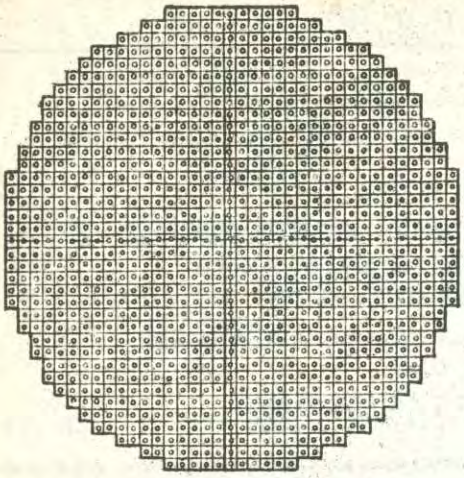


Рис. 1. Картограмма кладки стенда УГ. ▣ — ячейка с технологическим каналом

имеется сквозное вертикальное отверстие. Диаметр отверстий в 49 центральных ячейках составляет $86^{+0,1}$ мм, в остальных ячейках — $66^{+0,1}$ мм. В отверстия по всей высоте устанавливаются графитовые втулки. Графитовые втулки в центральных ячейках имеют наружный диаметр 86 мм, а в остальных ячейках — 66 мм. Внутренний диаметр втулок составляет $43,5^{-0,1}$ мм. Таким образом, в кладке образуется правильная квадратная решетка сквозных отверстий с шагом 20 см. В каждое из отверстий устанавливается труба диаметром 43,0×1,0 мм, которая образует ТК, перекрывая кладку по всей высоте. Трубы изготовлены из алюминиевого сплава. В загрузке могут также использоваться сочетания втулок и труб с другими размерами, которые имеются в запасе.

Плотность графита в кладке, полученная усреднением плотностей отдельных графитовых блоков, равна $1,67 \pm 0,01$ г/см^3. Вследствие своей пористости графит кладки содержит некоторое количество влаги, абсорбированной из атмосферного воздуха. Весовая доля влаги в кладке была определена экспериментально путем высушивания в тигле нескольких графитовых втулок. Сечение поглощения нейтронов графитом было определено из экспериментов по измерению длины диффузии тепловых нейтронов в кладке.

Приведем описание двух характерных критических экспериментов.

ТК центральной части кладки загружались топливными элементами с естественным металлическим ураном. Топливный элемент представляет собой цилиндрический урановый сердечник в оболочке из алюминиевого сплава. Усредненные характеристики топливного элемента, полученные на основании паспортных данных, приведены в табл. 1.

Таблица 1. Усредненные характеристики топливного элемента с сердечником весом 1768,3 г

Размеры, мм			
твэл		сердечник	
высота	диаметр	высота	диаметр
102,2	37	100	35

Отметим, что характеристики отдельных твэлов в небольших пределах могут отличаться от приведенных в табл. 1. При загрузке твэлов в ТК ребра, имеющиеся с внутренней стороны ТК, обеспечивают соосность твэлов и трубы. Загрузка одного ТК состоит из 67 твэлов и имеет высоту 685 см. Нижние уровни активной зоны и кладки совпадают, в верхней части ТК остается холостой участок высотой 15 см.

В одном из экспериментов ТК с топливом заполнялись дистиллированной водой до высоты 695 см, в другом — были обезвожены. В каждом случае формировалась активная зона с небольшой надкритичностью. Отличительной чертой сформированных сборок являлась их высокая «чистота»: в активной зоне отсутствовали неоднородности в виде стержней СУЗ, измерительных устройств и т.п. Картограммы экспериментальных сборок приведены на рис. 2 и 3. Надкритичность в экспериментах определялась методом разгона с погрешностью в $K_{эф}$ примерно 0,05%.

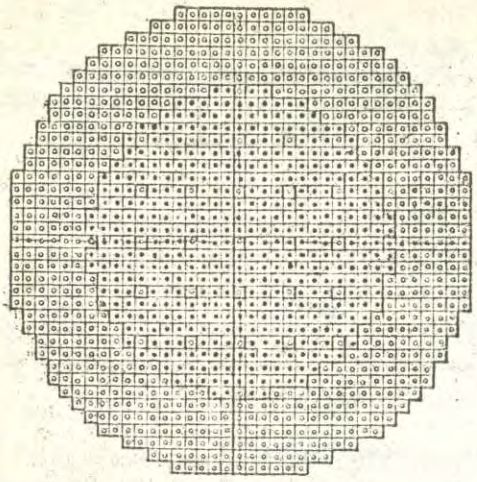


Рис. 2. Картограмма загрузки экспериментальной сборки с водой: ⊡ — ячейка с топливом, 444 шт.; ⊡ — ячейка с незагруженным ТК

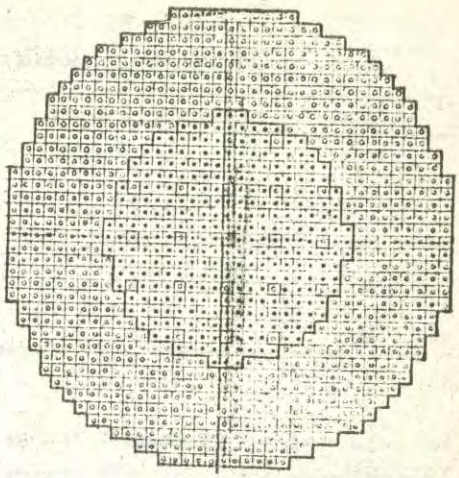


Рис. 3. Картограмма загрузки экспериментальной сборки без воды: ⊡ — ячейка с топливом, 304 шт.; ⊡ — ячейка с незагруженным ТК

Исходные данные по исследуемым системам содержат ряд неопределенностей, которые влияют на точность расчета $K_{эф}$. Оценка влияния наиболее серьезных из них приведена в табл. 2.

Таблица 2. Основные неопределенности в свойствах экспериментальных сборок и их влияние на $K_{эф}$

Источник неопределенности	Погрешность в $K_{эф}$, %
Свойства графита: сечение поглощения и содержание влаги	±0,2
Примеси в уране и алюминии	−0,1 +0,2
Технические допуски на размеры	±0,1

Суммарное влияние этих и других неопределенностей может оценочно приводить к погрешности в расчетной величине $K_{эф}$ около 0,5%.

Представленные сборки были рассчитаны с использованием инженерного расчетного комплекса, состоящего из программ CELL и НЕМ-3 [1]. Программа CELL предназначена для расчета уран-графитовых ячеек с твэлами цилиндрического вида и одновременной подготовки двухгрупповых монопольных констант для полномасштабного трехмерного расчета. Данная программа длительное время используется для расчета уран-графитовых решеток, однотипных с рассматриваемыми, и за этот срок была хорошо адаптирована к ним. Программа НЕМ-3 использовалась для расчета экспериментальных загрузок в целом. Для расчета также использовалась программа MCU-3 [2], основанная на методе Монте-Карло.

При расчете ячеек топливный элемент преобразовывался к однородному по высоте виду с сохранением высоты. Это достигалось переносом алюминия из торцевого участка оболочки в боковой. При этом высота сердечника была увеличена до высоты твэла с пропорциональным уменьшением плотности топлива. Согласно специально проведенным расчетам, данное преобразование не вносит какую-либо заметную погрешность. Нуклидные составы материалов, которые были использованы в расчетах, приведены в табл. 3.

Кроме экспериментальных сборок, также были рассчитаны состояния без воды для сборки 1 и с водой для сборки 2. Экспериментальные и расчетные результаты приведены в табл. 4.

Таблица 3. Нуклидные составы материалов и концентрации нуклидов, 10^{24} ядер/см^3

Материал	Топливный сердечник	Оболочка	Вода	Труба
^{235}U	$3{,}276\cdot10^{-4}$			
^{238}U	$4{,}52\cdot10^{-2}$			
Al		$7{,}10\cdot10^{-2}$		$6{,}02\cdot10^{-2}$
H			$6{,}7\cdot10^{-2}$	
O			$3{,}35\cdot10^{-2}$	

Таблица 4. Экспериментальные и расчетные значения $K_{эф}$

Сборка	Наличие воды в каналах с топливом	Расчет		Эксперимент
		CELL+HEM-3	MCU-3*	
1	Есть	1,0039	0,999(1)*	1,0016
	Нет	1,0175	1,014(1)	
2	Нет	1,0047	1,002(1)	1,0033
	Есть	0,9918	0,986(1)	

*Статистическая погрешность соответствует доверительному интервалу 68%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Экспериментальным и расчетным путем исследованы две однородные критические сборки уран-графитового типа. Геометрия и материальный состав рассмотренных экспериментальных сборок могут быть описаны настолько детально, что данные эксперименты отвечали требованиям, предъявляемым к экспериментам класса Bench-Mark или, по крайней мере, были близки к удовлетворению этих требований. Расчеты рассмотренных сборок, выполненные как по одной из наиболее совершенных расчетных методик (MCU-3), так и по инженерному комплексу (CELL+HEM-3), обеспечивают отклонение расчетных значений $K_{эф}$ от экспериментальных не более 0,3%.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Городков С.С. Аннотация программы НЕМ-3. — ВАНТ: Физика и техника ядерных реакторов, 1984, вып. 8(45), с. 40—42.
2. Abagyan L., Alexeyev N., Bryzgalov V. et al. MCU Monte-Carlo Code for Nuclear Reactor Calculations. Verification: Report RRC-5751/5. — Moscow, 1994.

Статья поступила в редакцию 18 октября 1994 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 3, с. 77—80.

ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО И ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР

И.К. Левина, А.П. Лазаренко,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва

Накопление энергетического плутония в условиях отсрочки внедрения бридеров ставит задачу его утилизации в уже эксплуатирующихся и сооружаемых энергоблоках с реакторами ВВЭР-1000. Сокращение ядерных вооружений и связанное с этим высвобождение значительного количества оружейного плутония делает указанную задачу еще более актуальной. Кратко изложены результаты анализа основных проблем, связанных с рециклом плутония, и приведены нейтронно-физические характеристики активных зон (а.з.) ВВЭР-1000, содержащих смешанное уран-плутониевое топливо.

PHYSICAL-TECHNICAL ASPECTS OF UTILIZATION OF MILITARY AND REACTOR GRADE PLUTONIUM IN VVER-1000 TYPE REACTORS. I.K. LEVINA, A.P. LAZARENKO. Accumulation of reactor grade plutonium and the delay of breeder reactors implementation puts forward the problem of its utilization in VVER-1000 power units, which are under operation and construction. Reduction of nuclear weapons and associated release of significant amount of military plutonium makes the problem vitally important. The results of the analysis of the main problems due to plutonium recycle are briefly discussed and the neutrons-physical characteristics are presented of VVER-1000 reactor cores with MOX fuel.

ВВЕДЕНИЕ

Накопление энергетического плутония в условиях отсрочки внедрения бридеров ставит задачу его утилизации в уже эксплуатирующихся и сооружаемых энергоблоках с реакторами типа ВВЭР. Вместе с тем возникает необходимость разработки концепции оптимизации использования плутония в реакторах этого типа. Сокращение ядерных вооружений и связанное с этим высвобождение значительного количества оружейного плутония делает указанные задачи еще более актуальными.

Простейшим способом вовлечения плутония в топливный цикл реакторов ВВЭР является прямая замена части уранового топлива на смешанное, не сопровождающаяся существенными изменениями конструкции а.з. и режимов ее эксплуатации. Проведенные в РНЦ КИ расчетно-методические исследования, связанные, главным образом, с нейтронно-физическими аспектами использования смешанного топлива в серийных реакторах ВВЭР-1000, подтвердили принципиальную возможность рецикла плутония в реакторах этого типа и позволили определить основные характеристики возможных топливных циклов. Физические особенности смешанного топлива и возникающая в связи с этим проблема представительности прогнозирования характеристик активной зоны привели также к необходимости интенсификации работ по созданию и верификации нового комплекса программ физических расчетов ВВЭР, ориентированного, в частности, на расчет активных зон со смешанным топливом.

В данной работе приводится обзор выполненных в РНЦ КИ работ, связанных с различными аспектами использования оружейного и энергетического плутония в реакторах ВВЭР. Обсуждаются возможности имеющейся в РНЦ КИ расчетной и экспериментальной базы для исследований физики активных зон ВВЭР, результаты анализа характеристик ВВЭР-1000 со смешанным топливом, эффективности утилизации оружейного плутония в реакторах ВВЭР и перспектив использования ВВЭР как сжигателя оружейного плутония.

1. СОСТОЯНИЕ РАСЧЕТНОЙ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИКИ АКТИВНЫХ ЗОН ВВЭР, ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПРЕДСТАВИТЕЛЬНОСТИ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНЫХ ЗОН СО СМЕШАННЫМ ТОПЛИВОМ

В настоящее время в РНЦ КИ используется комплекс программ физических расчетов реакторов ВВЭР [1]. Этот комплекс включает в себя банк оцененных нейтронных данных, прецизионные программы, базирующиеся на методе Монте-Карло и использующиеся для верификации библиотек нейтронных данных и инженерных программ, программы-генераторы библиотек малогрупповых эффективных констант топливных сборок, крупно- и мелкосеточные, соответственно трех- и двумерные физические модели активной зоны, банки данных измерений на критических стендах и действующих реакторах, программы расчета трехмерной нейтронной кинетики, вспомогательные программы и т.д.

Указанный комплекс программ аттестован Госатомнадзором применительно к расчетам топливных загрузок серийных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 с урановым топливом. Для обоснования его точности использовались данные пусков и эксплуатации действующих реакторов, результаты измерений на критических стендах РНЦ КИ, ZR-6 [2] и LR-0 [3], данные реперных расчетов и т.д. Нейтронно-физические характеристики активных зон ВВЭР-1000 (параметры критичности, распределение полей энерговыделения, эффективности органов регулирования, пространственная кинетика) исследовались на полномасштабной модели активной зоны этого реактора в РНЦ КИ. Исследования физики топливных решеток (параметры критичности, эффективности поглотителей различных типов, распределения полей энерговыделения, спектральные индексы и т.д.) проводились на критических стендах ИАЭ и сборке ZR-6 в Будапеште. Исследования на критической сборке LR-0 в Ржеже выполнялись с использованием моделей топливных кассет реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 для конфигураций, имитирующих фрагменты активных зон, внутрикорпусные устройства и хранилища облученного топлива. Результаты верификации комплекса программ обобщаются в докладе [1], в котором, в частности, показано, что точности расчета параметров активных зон ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 близки по величине и практически не зависят от типа топливных загрузок.

Физика активной зоны ВВЭР со смешанным топливом существенно отличается от физики ВВЭР с урановым топливом. Для зоны со смешанным топливом, в частности, характерно заметное снижение эффективности регулирующих стержней и значительное увеличение неравномерности потвэльного распределения энерговыделения. Результаты проведенных методических исследований дают основания считать, что точность использующегося в настоящее время комплекса программ недостаточна для представительного прогнозирования характеристик активной зоны со смешанным топливом. Поэтому одновременно с анализом физических аспектов прямой замены с помощью описанного выше комплекса программ в РНЦ КИ ведутся работы по созданию и верификации программ нового поколения, ориентированных на расчет зон со смешанным топливом. Следует также заметить, что внедрение в серийных реакторах ВВЭР новых топливных циклов (имеются в виду циклы с урановым топливом), разработка ВВЭР новых концепций и необходимость повышения детальности расчетов также требуют совершенствования расчетного аппарата.

Работы по созданию нового комплекса программ включают в себя:

переоценку ядерных данных для изотопов плутония в области резонансных и тепловых энергий;

верификацию библиотек ядерных данных на основе сопоставления результатов реперных расчетов методом Монте-Карло с данными bench-mark экспериментов [4];

разработку и верификацию программ-генераторов констант и программ-физических моделей нового поколения.

Предварительные результаты тестирования программ нового комплекса [5] позволяют рассчитывать на то, что с их помощью удастся обеспечить требуемую точность прогнозирования характеристик активных зон со смешанным топливом. В настоящее время комплекс находится в опытной эксплуатации и используется для оценки точности расчетов уран-плутониевых активных зон, выполненных по программам современного комплекса.

Существование отмеченной выше проблемы представительности расчетного прогнозирования характеристик активной зоны придает особую важность исследованиям физики решеток со смешанным топливом на критических стендах. С этой целью в ФЭИ создается стенд СУПР [6], на котором предполагается проведение измерений с уран-плутониевым топливом различного изотопного состава.

2. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1000 СО СМЕШАННЫМ ТОПЛИВОМ

Работы по расчетному обоснованию вовлечения плутония в топливный цикл реакторов ВВЭР, ведущиеся в РНЦ КИ, были в основном направлены на разработку и сравнительный анализ характеристик топливных циклов реактора ВВЭР-1000 при использовании ТВС со смешанным топливом различного изотопного состава [7]. При этом конструкция активной зоны реактора оставалась без изменений. Подобный способ использования плутония («прямая замена») является наиболее простым и, по всей видимости, наиболее вероятным.

Отмеченные в разд. 1 особенности физики активных зон с МОХ топливом (снижение $\beta_{эф}$ и эффективности органов СУЗ) накладывают ограничения на долю ТВС с плутониевым топливом в реакторе. В большинстве из рассмотренных топливных циклов эта доля составляет ~1/3, причем смешанное топливо загружается в активную зону реактора ВВЭР-1000, содержащего только урановые ТВС и работающего в установившемся режиме перегрузок топлива при 3-годичной кампании. Как правило, рассматривались стандартные схемы перегрузок типа out-in-in.

Выбор обогащения ТВС с МОХ топливом определялся в основном требованием обеспечения длительности работы топливной загрузки (~7000 ч) при выполнении условий безопасной работы реактора.

Следует подчеркнуть то обстоятельство, что все расчеты нейтронно-физических характеристик активных зон с МОХ топливом были выполнены по стандартному комплексу программ, описанному в разд. 1. Для оптимизации расстановки ТВС в активной зоне использовалась программа STRAIN [8]. Поскольку этот комплекс аттестован применительно к расчетам активных зон ВВЭР с урановым топливом, необходима верификация комплекса по данным специальных экспериментов на уран-плутониевых критических сборках.

2.1. Энергетический плутоний

Как уже отмечалось выше, наибольшую проработку получил вариант вовлечения энергетического плутония в топливный цикл ВВЭР-1000, в котором:

конструкция активной зоны не меняется («прямая замена»);

доля ТВС с МОХ топливом составляет ~1/3 (108 ТВС с урановым и 55 со смешанным топливом);

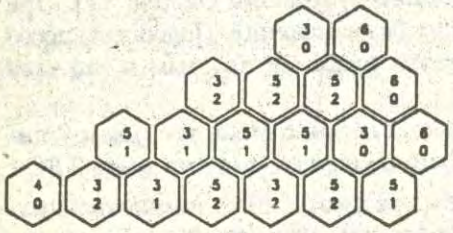
смешанное топливо загружается в активную зону серийного ВВЭР-1000, работающего в установившемся режиме при 3-годичной кампании;

выбрана стандартная схема перегрузок топлива (out-in-in).

При этом смешанное топливо представляет собой смесь диоксида отвального урана (0,2% ^{235}U) и диоксида плутония с изотопным составом, соответствующим изотопному составу плутония в отработавшем топливе серийного ВВЭР-1000 после 10-летней выдержки (доля ^{240}Pu ~25%). Содержание делящихся изотопов Pu в МОХ топливе составляет ~5 вес. %.

Длительность работы топливной загрузки составляет, как и в серийном ВВЭР-1000 с урановым топливом, ~7000 эф. ч. В установившемся режиме перегрузок в активную зону ежегодно загружается 55 ТВС, из которых 37 урановых, содержащих твэлы обогащением 4,4 и 1,6% (центральная ТВС), и 18 ТВС со смешанным топливом, профилированных по содержанию плутония. Примерная картограмма топливной загрузки приведена на рис. 1. Особенностью рассмотренных компоновок активной зоны является отсутствие выгорающих поглотителей в ТВС как со смешанным, так и с урановым топливом, что обусловлено наличием в ТВС со смешанным топливом значительного количества ^{240}Pu, играющего роль выгорающего поглотителя.

Основные характеристики реактора ВВЭР-1000 со смешанным топливом, работающего в стационарном режиме, приведены в табл. 1, где кроме этого даны аналогичные параметры серийного ВВЭР-1000 с урановым топливом.



Р и с. 1. Картограмма стационарной топливной загрузки со смешанным топливом: 3—6 — сорт топлива; 0—2 — время нахождения ТВС в активной зоне, год

Сорт топлива	Обогащение, %	СВП
	0,2 U	
3	5,0 Pu (профилированный)	Нет
4	1,6 U	Нет
5	4,4 U (профилированный)	Нет
6	4,4 U (профилированный)	Есть

Таблица 1. Физико-технические характеристики ВВЭР-1000 с урановым и смешанным уран-плутониевым топливом (оружейный и энергетический Pu)

Активная зона	ВВЭР-1000 серийный	ВВЭР-1000 с МОХ топливом	
		Pu энергетический	Pu оружейный
1	2	3	4
Мощность тепловая, МВт	3200		
Теплоноситель, замедлитель	H_2O		
Загрузка топливом, т ТМ	70		
Размеры а.з.: диаметр/высота, м	3,16/3,7	3,16/3,7	3,16/3,7
Количество ТВС в активной зоне	163	163	163
Число твэлов в ТВС	312		
Диаметр твэлов, см	0,91		
Шаг решетки твэлов, см	1,275		
Геометрия решетки	Треугольная		
Материал оболочки твэлов	Zr		
Другие конструкторские материалы (решетки, направляющие трубки)	Zr		
Толщина оболочки твэлов, мм	0,65		
Плотность теплоносителя, г/см^3	0,68		
Средняя температура теплоносителя, °С	310		
Средняя плотность энерговыделения, кВт/л	116,0		

Продолжение табл. 1

1	2	3		4	
Начальный коэффициент размножения $K_{нач}$*	1,32	1,18			
$\Delta K_0 = K_{нач} - K_{конечн}$*	0,35	0,24			
Эффективность аварийной защиты ($\Delta\rho_{пэл}$), $t_{зам} = 300$ °С	7,59	5,90		6,50	
Коэффициенты реактивности:					
по температуре топлива, 1/°С, $T = 20$ °С	$-2{,}86 \cdot 10^{-5}$	$-2{,}73 \cdot 10^{-5}$		$-2{,}64 \cdot 10^{-5}$	
по температуре замедлителя, 1/°С, $t_{зам} = 20$ °С	$4{,}23 \cdot 10^{-5}$	$9{,}36 \cdot 10^{-5}$		$5{,}75 \cdot 10^{-5}$	
$t_{зам} = 300$ °С	$-3{,}66 \cdot 10^{-5}$	$-18{,}17 \cdot 10^{-5}$		$-6{,}97 \cdot 10^{-5}$	
Мощностной коэффициент реактивности, 1/МВт	$-3{,}42 \cdot 10^{-6}$	$-3{,}84 \cdot 10^{-6}$		$-3{,}78 \cdot 10^{-6}$	
Тип ТВС	UO_2	UO_2	UO_2—PuO_2	UO_2	UO_2—PuO_2
Стационарный режим, загружаемое топливо, кг/т ТМ					
^{235}U	44,0	44,0	2,0	44,0	2,0
$Pu_{делящ}$	0	0	50,0	0	36,0
$Pu_{полн}$	0	0	75,4	0	38,3
Стационарный режим, выгружаемое топливо, кг/т ТМ					
^{235}U	9,4	12,4	1,1	10,3	0,7
$Pu_{делящ}$	6,78	6,7	30,0	6,8	13,2
$Pu_{полн}$	10,35	9,5	53,0	10,0	22,6
Средняя глубина выгорания, МВт·сут/кг	44	41	39	46	42
Ежегодная загрузка $Pu_{полн}$, кг/год	0	0	586	0	298
Ежегодная выгрузка $Pu_{полн}$, кг/год	236	145	412	155	176
Режим перегрузок топлива	Три частичных ежегодных перегрузки за кампанию				
Начальная концентрация бора в теплоносителе, г/кг	1,13	1,28		1,32	
Коэффициенты неравномерности:					
по ТВС, K_q	1,27	1,32		1,25	
по объему, K_v	1,44	1,58		1,51	
Длительность кампании, эф. сут	300	304		300	

*Расчеты выгорания топливных решеток производились по спектральным программам.

Примечание. $K_{конечн}$ — коэффициент размножения в конце цикла выгорания.

Данные табл. 1, а также дополнительный анализ нейтронно-физических характеристик активной зоны в переходных и установившемся режимах перегрузок, показали, что при некоторых различиях всем вариантам компоновок активных зон со смешанным топливом присущи по сравнению с активной зоной с урановым топливом следующие основные особенности:

снижение эффективности СУЗ;

плутониевые ТВС характеризуются повышенной неравномерностью потвэльного распределения энерговыделения;

температурные коэффициенты реактивности для всех состояний активной зоны, кроме холодного, более благоприятны с точки зрения условий безопасности;

эффективная доля запаздывающих нейтронов ($\beta_{эф}$) уменьшается на 10—30% в зависимости от состояния активной зоны.

Необходимо заметить, что в некоторых состояниях активной зоны, когда все свежие ТВС со смешанным топливом располагаются под органами регулирования, эффективность системы регулирования уменьшается на 10—30%. Для ее повышения могут быть использованы различные возможности, например:

— оптимизация движения ТВС со смешанным топливом в активной зоне в процессе перегрузок;

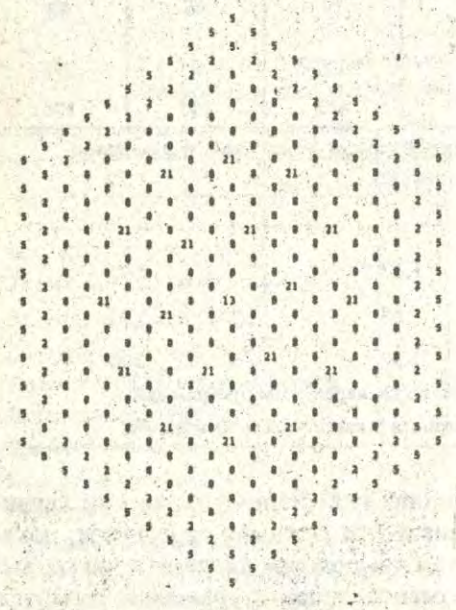
— обогащение материала поглотителя ^{10}B;

— увеличение диаметра поглощающего стержня или количества органов регулирования в активной зоне.

В расчетах рассматривались два варианта конструкции системы органов регулирования: стандартная (61 привод, пэлы из B_4C) и модифицированная (109 приводов, пэлы из B_4C, обогащенного ^{10}B). Расчеты показывают, что при 109 органах регулирования и обогащении карбида бора ^{10}B обеспечиваются все условия безопасной эксплуатации реакторной установки в начале и конце работы топливной загрузки [9]. Существенно проще проблема эффективности органов регулирования решается для новых модификаций ВВЭР-1000, в которых количество приводов органов регулирования увеличено до 121.

Отмеченное выше увеличение неравномерности потвэльного распределения энерговыделения, обусловленное значительным отличием нейтронно-физических свойств урановых и плутониевых ТВС, приводит к необходимости профилирования ТВС с МОХ топливом твэлами разного обогащения по делящимся изотопам Pu. При этом твэлы с повышенным содержанием Pu располагаются в центре топливной сборки, а в наружном ряду и углах ТВС, где обычно наблюдается всплеск энерговыделения, твэлы имеют минимальную концентрацию Pu.

Результаты расчета потвэльных распределений энерговыделения в активной зоне серийного ВВЭР-1000, содержащей ~ 1/3 ТВС со смешанным топливом, подтвердили необходимость профилирования плутониевых ТВС твэлами по меньшей мере трех различных обогащений по делящимся изотопам плутония [10, 11]. Примером такой профилированной ТВС может служить ТВС, содержащая в центральной зоне 198 твэлов обогащения по делящемуся плутонию 6,3 вес. % (основное количество твэлов), 48 твэлов обогащения по делящемуся плутонию 4,0% (второй ряд от края ТВС) и 66 с низким содержанием плутония в наружном ряду ТВС (рис. 2). При использовании профилированных плутониевых ТВС произведение коэффициента неравномерности распределения энерговыделения по ТВС K_q на коэффициент неравномерности потвэльного распределения энерговыделения K_k снижается примерно от 1,9 (непрофилированные ТВС) до 1,5, что удовлетворяет требованиям безопасности.



Р и с. 2. Картограмма типов твэлов с различным обогащением по делящемуся плутонию в топливной сборке из смешанного топлива, содержащего энергетический плутоний, вес. %: *2* — 4,0 (48 шт.); *5* — 1,6 (66 шт.); *8* — 6,3 (198 шт.), основной тип

Использование нескольких сортов плутониевых твэлов приводит к удорожанию процесса изготовления профилированных ТВС из-за необходимости иметь несколько линий фабрикации твэлов, усложнения процесса сборки и ин-

спекции ТВС, ввода дополнительных мер по обеспечению ядерной безопасности в связи с повышением обогащения плутониевого топлива. Поэтому возникает естественное желание избежать этих трудностей, используя во всех ТВС со смешанным топливом твэлы одинакового обогащения по плутонию. Профилирования плутониевых ТВС твэлами различных обогащений можно избежать, перейдя на 100%-ную загрузку активной зоны смешанным топливом (все твэлы и ТВС содержат плутоний одинакового обогащения).

Возможны, по-видимому, и другие способы выравнивания потвэльных полей энерговыделения в активных зонах, содержащих ТВС со смешанным топливом.

Ограничение на количество используемых в активной зоне ТВС со смешанным топливом вызвано следующими причинами:

1) дальнейшим снижением эффективности системы органов регулирования (по сравнению с активной зоной, содержащей 1/3 ТВС со смешанным топливом, в которой эффективность СУЗ ниже, чем в чисто урановой зоне). В активной зоне с урановыми и плутониевыми тепловыделяющими сборками кластеры обычно располагаются над ТВС с UO_2 топливом. Это обстоятельство определяет максимальное количество плутониевых сборок, которое может быть использовано в такой зоне;

2) уменьшением эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$, что может привести к возникновению аварийных ситуаций, особенно при выбросе органа регулирования или разрыве паропровода.

В РНЦ КИ была проведена оценка возможности увеличения доли ТВС со смешанным топливом в активной зоне ВВЭР-1000. Соответствующие нейтронно-физические расчеты были выполнены для активной зоны, содержащей ~ 60% ТВС со смешанным топливом из диоксида плутония и регенерата урана [12]. В режиме стационарных перегрузок в этом случае в зону ежегодно загружается 31 ТВС со смешанным топливом и 24 ТВС с урановым. Расчеты показали, что основные характеристики топливных загрузок (распределения полей энерговыделения, эффективности органов регулирования, коэффициенты реактивности) в номинальных режимах эксплуатации в целом удовлетворяют принятым критериям. Для этого, однако, требуется снижение концентрации борной кислоты в замедлителе в начале работы топливной загрузки, которое может быть достигнуто за счет использования выгорающих поглотителей или приспускания органов регулирования. Предварительные расчеты показывают, что рассмотренные топливные загрузки, по-видимому, обеспечивают условия безопасности в основных переходных режимах, связанных с высвобождением реактивности. Следует заметить, что вопрос об увеличении доли ТВС с плутониевым топливом в зоне можно обоснованно ставить только после накопления и анализа опыта эксплуатации топливных загрузок с постепенно нарастающей долей смешанного топлива.

Отмеченное выше снижение $\beta_{эф}$ для активной зоны со смешанным топливом требует тщательного анализа параметров реакторной установки в переходных процессах, инициированных аварийным выбросом отдельных органов регулирования или неконтролируемым извлечением групп органов регулирования. Соответствующие расчеты, проведенные для активной зоны, содержащей 1/3 смешанного топлива из диоксида плутония и отвального урана, характеризующейся наиболее низким значением $\beta_{эф}$, показали, что параметры реакторной установки изменяются в пределах, обеспечивающих ее безопасность [13].

Обобщая результаты расчетов, можно заключить, что использование ТВС со смешанным топливом, по-видимому, позволяет обеспечить соответствие физических характеристик активной зоны предъявляемым требованиям.

Необходимо также отметить, что поскольку к моменту начала перевода ВВЭР-1000 с уранового цикла на уран-плутониевый конструкция ТВС, способы перегрузки топлива и длительности работы топливных загрузок могут претерпеть изменения, были проведены расчеты нейтронно-физических параметров активной зоны, в которой

стальные дистанционирующие решетки и направляющие трубки пэлов были заменены на циркониевые [14]. Из результатов сопоставления характеристик «стальной» и «циркониевой зон» видно, что переход на «циркониевую зону» позволяет:

— снизить содержание Pu в ТВС с МОХ топливом примерно на 4% при сохранении длительности кампании;

— несколько увеличить длительность кампании, если содержание Pu оставить прежним.

В остальном указанные варианты конструкции активной зоны ВВЭР-1000 имеют сходные нейтронно-физические характеристики.

Следует упомянуть о том, что кроме стандартной схемы перегрузок топлива (out-in-in) рассматривались также перспективные способы перегрузок, обеспечивающие снижение утечки нейтронов (in-in-out).

Во всех упомянутых выше вариантах топливных циклов (за исключением расчетов, связанных с анализом возможности увеличения доли МОХ топлива в активной зоне) в качестве смешанного топлива рассматривалась смесь диоксида отвального урана и энергетического плутония. Однако кроме топливного цикла с отвальным ураном были рассмотрены и другие циклы, различающиеся изотопным составом топлива в плутониевых ТВС, в которых МОХ топливо представляло собой:

— смесь обогащенного урана (1,28 либо 2,95% ^{235}U) с энергетическим плутонием (3,72 и 1,27% делящегося Pu соответственно);

— смесь регенерата урана с плутонием.

Сравнительный анализ полученных результатов [15] показывает, что вариант топливного цикла с отвальным ураном позволяет использовать максимальное количество плутония. В этом случае разность между количеством плутония, загружаемого и выгружаемого ежегодно из активной зоны, составляет 175 кг, что соответствует сжиганию 130 кг ^{239}Pu и ^{241}Pu. Топливные циклы со смешанным топливом, содержащим большее количество ^{235}U, обладают несколько худшими расходными характеристиками, позволяя сжигать 56—115 кг делящихся изотопов плутония в год.

2.2. Оружейный плутоний

По сравнению с активной зоной, содержащей ТВС с энергетическим Pu, активная зона с оружейным Pu обладает некоторыми особенностями. Практическое отсутствие в свежем топливе ^{240}Pu (менее 6% от всего Pu), выполнявшего в случае Pu энергетического состава роль выгорающего поглотителя, заметно влияет на динамику изменения размножающих свойств ТВС с МОХ топливом при выгорании. Это обстоятельство наряду с другими может привести к необходимости применения СВП, снижению эффективности органов СУЗ и нежелательному изменению коэффициентов реактивности. В то же время переход на оружейный плутоний может облегчить решение проблем, связанных с нестабильностью изотопного состава плутония.

Работы, связанные с проблемой вовлечения оружейного плутония в топливный цикл ВВЭР-1000 [16], как и в случае энергетического плутония, включают в себя нейтронно-физические расчеты характеристик активной зоны, в которой:

— конструкция не претерпела существенных изменений по сравнению с а.з. ВВЭР-1000 («прямая замена»);

— ~ 1/3 уранового топлива заменена на смешанное уран-плутониевое;

— смешанное топливо загружается в реактор, работающий в установившемся режиме перегрузок при 3-годичной кампании;

— выбрана стандартная схема перегрузок (out-in-in).

Кроме этого проводилось исследование вопросов надежной и безопасной эксплуатации такой зоны, расчеты радиационных характеристик смешанного топлива и ряд других вопросов.

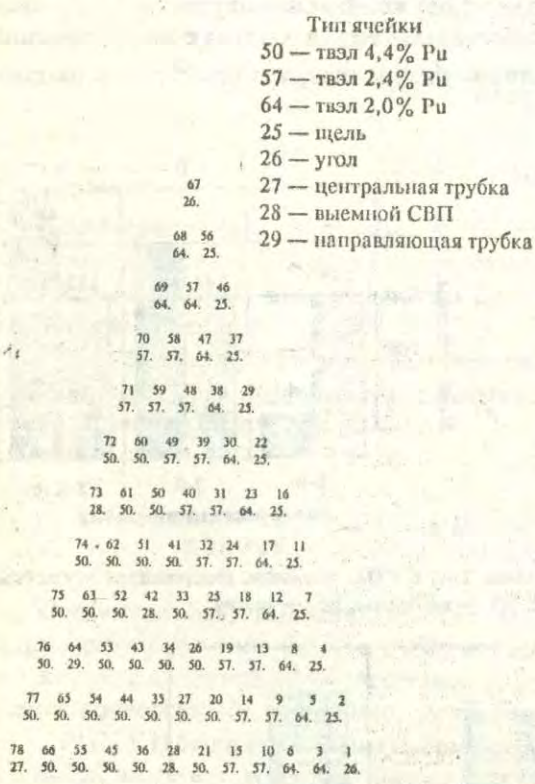
Смешанное топливо при этом представляет собой смесь отвального урана и оружейного плутония, причем содержание делящихся изотопов Pu в топливе составляет ~ 3,6 вес.%.

В установившемся режиме перегрузок топлива в активную зону каждый год загружается 55 ТВС, 37 из которых урановые (обогащение 4,4% профилированные) и 18 ТВС со смешанным топливом, профилированных по содержанию изотопов Pu. Особенностью данной активной зоны (по сравнению с а.з., содержащей энергетический Pu) является наличие в урановых ТВС выгорающих поглотителей.

Проведенные расчеты позволяют заключить, что выбранные обогащения ТВС и компоновка активной зоны обеспечивают соблюдение нормативных требований по основным нейтронно-физическим характеристикам активной зоны. Основные расчетные характеристики реактора ВВЭР-1000 с оружейным плутонием приводятся в табл. 1.

Активная зона со смешанным топливом, в состав которого входит оружейный плутоний, также характеризуется повышенной неравномерностью потвэльного распределения мощности в ТВС, что обусловливает необходимость профилирования кассет твэлами с разным содержанием Pu. Следует отметить, что задача получения приемлемых значений коэффициентов неравномерности решается значительно проще по сравнению с такой же задачей для а.з. с энергетическим Pu. Это частично объясняется более низким содержанием Pu в ТВС с МОХ топливом. Проведенные расчеты потвэльных распределений мощности в активной зоне серийного ВВЭР-1000, содержащей ~ 1/3 ТВС с плутонием оружейного качества, позволили выбрать схему профилирования ТВС с МОХ топливом, при которой величина $K_q \cdot K_k$ не превышает предельно допустимого значения (1,5) [16, 17]. Профилированная топливная сборка содержит 138 твэлов основного обогащения по делящимся изотопам Pu, равного 4,4%, 108 твэлов обогащением 2,4%, расположенных во 2-м и 3-м ряду от края ТВС, и 66 твэлов, стоящих в крайнем ряду и углах кассеты и имеющих обогащение 2,0%. Картограмма сборки приведена на рис. 3.

Описанные в данной работе результаты можно рассматривать в качестве практически первой попытки проанализировать характеристики активной зоны серийного ВВЭР-1000 с плутонием оружейного качества. Опыт, полученный при проведении расчетов, показал, что физика активной зоны с энергетическим и оружейным плутонием заметно различается.



Р и с. 3. Схема профилирования плутониевой ТВС с оружейным плутонием при угле симметрии 30°: верхнее число — номер ячейки; нижнее число — тип ячейки

3. РАДИАЦИОННЫЕ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ СМЕШАННОГО ТОПЛИВА, СОДЕРЖАЩЕГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ И ОРУЖЕЙНЫЙ ПЛУТОНИЙ

При разработках транспортно-технологических операций со свежими и облученными ТВС и проектировании контейнеров для этих ТВС необходимо иметь информацию по радиационной обстановке на АЭС и по энерговыделению в твэлах и ТВС.

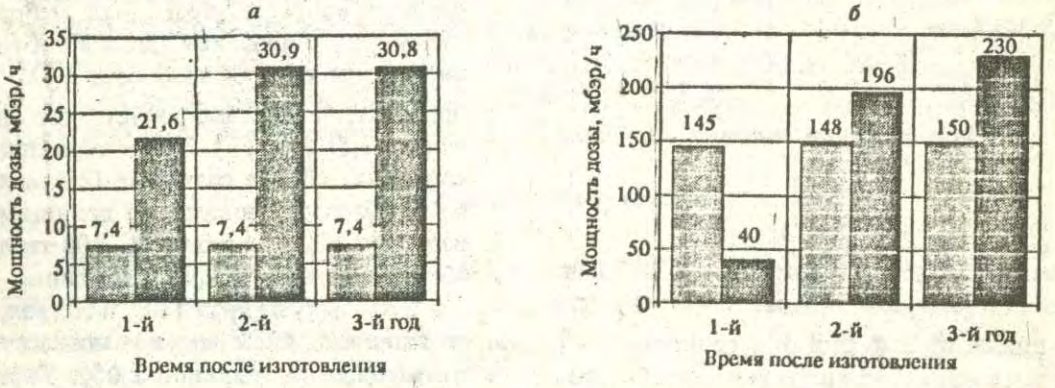
Поскольку радиационные и теплофизические характеристики плутониевого топлива существенно отличаются от таковых для уранового топлива, необходимо было выполнить соответствующую серию расчетов и оценок этих величин для смешанного топлива.

На рис. 4 и 5 приводятся результаты расчетов и оценок поверхностной мощности дозы от нейтронов и гамма-квантов для энергетического [18] (обогащение 5,0% по делящимся изотопам Pu) и оружейного [19] (обогащение 3,6% по делящимся изотопам Pu) плутония и значение энерговыделений для этих двух типов топлива. Расчеты были выполнены для твэлов и ТВС стандартной конструкции ВВЭР-1000 без СВП.

Источники нейтронов, гамма-квантов и энерговыделение были рассчитаны по программе ORIGEN-2 и использовались в качестве исходных данных для расчетов спектров утечки нейтронов и гамма-квантов из твэлов и ТВС и соответственно мощности дозы (МД) с помощью программы ANISN. При расчетах использовалась гомогенизированная модель ТВС, толщина ее циркониевой оболочки равна толщине оболочки твэлов. Данные приведены для разных времен T (год), прошедших с момента фабрикации твэлов.

Имеется следующая основная причина увеличения мощностей дозы свежего смешанного топлива (по сравнению с урановым): нейтронное и γ-излучение растут в основном из-за присутствия в твэлах свежих ТВС ^{241}Am, являющегося источником гамма-квантов с энергией 60 кэВ.

Поверхностная мощность дозы в топливе с оружейным плутонием не увеличивается с ростом времени выдержки так, как это имеет место для топлива с энергетическим плутонием. Этот факт связан с существенно меньшим содержанием ^{241}Pu и соответственно накоплением ^{241}Am.



Р и с. 4. Радиационные характеристики необлученных ТВС с МОХ топливом, содержащим оружейный (3,6%) [*а*] и энергетический (5,0%) [*б*] плутоний: ▨ — нейтроны; ▩ — гамма

Р и с. 5. Энерговыделение в свежих ТВС со смешанным топливом. ▨ — энергетический плутоний; ■ — оружейный плутоний

Для выгоревших плутониевых ТВС мощность дозы для малых времен выдержки после облучения такая же, как для выгоревших ТВС с урановым топливом. С увеличением времени выдержки до 5—7 лет МД от кассет со смешанным топливом становится примерно вдвое больше мощности дозы от кассет с урановым топливом.

Энерговыделение в свежих ТВС с оружейным плутонием слабо зависит от времени выдержки перед облучением и существенно ниже, чем в ТВС с энергетическим плутонием, где наблюдается рост энерговыделения после выдержки 1 год — примерно в 1,7 раза, а после выдержки 2 года — примерно в 2,4 раза (по сравнению с $T = 0$).

В связи с большим тепловыделением в необлученных твэлах и ТВС с энергетическим плутонием может возникнуть необходимость охлаждения их воздухом.

В табл. 2 приведены значения энерговыделения в облученном топливе, содержащем энергетический плутоний, как функции времени после выгрузки ТВС из активной зоны [20].

Таблица 2. Энерговыделение кВт/т как функция времени после выгрузки облученного топлива из активной зоны (глубина выгорания 50 ГВт·сут/т ТМ)

Время после выгрузки из реактора	UO_2, обогащение по ^{235}U — 4%	МОХ топливо, обогащение по делящимся изотопам ^{239}Pu, ^{241}Pu — 3,7%; ^{235}U — 0,71%
1 день	213	218
1 год	13,5 (1,14 — актиниды, 12,4 — продукты деления)	20,1 (6,57 — актиниды, 13,6 — продукты деления)
3 года	4,82	7,48
7 лет	2,19	4,16

Данные, приведенные в табл. 2, показывают, что:

сразу после выгрузки из активной зоны энерговыделение, определяемое в основном продуктами деления, для уранового и плутониевого топлива одинаково (при равных глубинах выгорания);

в процессе выдержки топлива после облучения энерговыделение в плутониевых ТВС начинает превышать энерговыделение в урановых ТВС и при выдержке 5—7 лет это превышение составляет ~ 100%.

5. ВОЗМОЖНОСТИ МОДИФИКАЦИИ КОНСТРУКЦИЙ АКТИВНЫХ ЗОН ВВЭР ДЛЯ УСКОРЕНИЯ СЖИГАНИЯ ОРУЖЕЙНОГО ПЛУТОНИЯ

Среди способов, позволяющих ускорить сжигание оружейного плутония в легководных реакторах типа ВВЭР и PWR, можно отметить, например, следующие: 100%-ная загрузка активной зоны кассетами со смешанным топливом, снижением коэффициента конверсии CR (например, путем увеличения шага решетки) и др.

В РНЦ КИ были выполнены проработки, которые показали принципиальную возможность значительного увеличения загрузки плутониевых ТВС в активную зону ВВЭР-1000 (вплоть до 2/3 всех ТВС). Как уже отмечалось выше, дальнейшее увеличение доли кассет с МОХ топливом сдерживается снижением эффективности ОР СУЗ и $\beta_{эф}$. Поэтому для реализации 100%-ной загрузки активной зоны ВВЭР-1000 плутониевыми ТВС необходим соответствующий подбор материала и геометрии пэлов, которые обладали бы наибольшей эффективностью в чисто плутониевой активной зоне. Уменьшение $\beta_{эф}$ обусловливает также необходимость выполнения подробного анализа аварийных ситуаций в таком реакторе.

К настоящему времени в РНЦ КИ выполнен предварительный расчетный анализ аварийных процессов в реакторе ВВЭР с активной зоной, полностью состоящей из

ТВС с МОХ топливом, а также исследованы возможные способы увеличения эффективности СУЗ при использовании пэлов увеличенного диаметра с сердечником из высокообогащенного бора и при увеличении числа приводов от 61 до 121 — максимального количества приводов, которое может быть размещено на крышке корпуса. Полученные результаты говорят о принципиальной возможности осуществления рецикла плутония в ВВЭР с чисто плутониевой зоной.

6. ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ РЕЦИКЛА ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРАХ ТИПА ВВЭР

При оценке экономической эффективности использования плутония в ВВЭР необходимо иметь информацию о стоимостях переделов внешнего топливного цикла: изготовления твэлов и ТВС из смешанного топлива, транспортировки свежих и облученных ТВС, химпереработки и захоронения отходов и др.

В настоящее время в России только создаются опытные установки по изготовлению смешанного топлива, разрабатываются первые образцы оборудования, связанного с обращением со свежими и облученными ТВС, их хранением и переработкой. Поэтому определить с какой-нибудь степенью достоверности стоимость соответствующих составляющих топливного цикла не представляется возможным.

ВЫВОДЫ

На основании анализа выполненных в РНЦ КИ работ по проблемам, связанным с рециклом энергетического и оружейного плутония в реакторах типа ВВЭР, можно сделать следующие выводы.

1. Нейтронно-физические характеристики активной зоны серийного реактора ВВЭР-1000, в которой ~ 1/3 часть уранового топлива заменена на смешанное, удовлетворяют условиям безопасной эксплуатации энергоблока.

2. Физика активных зон со смешанным и чисто урановым топливом существенно различается; следствием этого является необходимость разработки и верификации специального комплекса программ расчета характеристик зоны, содержащей уран-плутониевое топливо.

3. Активные зоны со смешанным топливом отличаются от урановых значительным увеличением неравномерности потвэльных распределений энерговыделения, которое наблюдается в области стыка урановой и плутониевой ТВС, существенным снижением эффективности поглощающих стержней и борной кислоты, более отрицательным коэффициентом реактивности по температуре замедлителя.

4. Большие неравномерности потвэльных распределений энерговыделения приводят к необходимости трехзонного профилирования по плутонию ТВС со смешанным топливом.

5. Проведенный расчетный анализ переходных режимов с выбросом органа регулирования СУЗ и неконтролируемых извлечением группы ОР СУЗ, относящихся к классу аварий с реактивностью, показал, что в рассмотренных случаях выполняются основные критерии безопасности и обеспечиваются условия для безопасной эксплуатации реактора ВВЭР-1000 с активной зоной, содержащей ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом.

6. Оценки радиационных и теплофизических характеристик уран-плутониевого топлива показали, что при обращении со свежим и облученным уран-плутониевым топливом требуются специальные меры для защиты от облучения (предохранительные экраны, охлаждение твэлов, наблюдение за активностью первого контура и др.).

7. Рассмотренный вариант «прямой замены» в ВВЭР ~ 1/3 урановых ТВС на плутониевые, имеющие конструкцию, аналогичную конструкции стандартных ТВС дей-

ствующих реакторов, характеризуется низкой эффективностью сжигания Pu в таких активных зонах. Значительное ее повышение может быть достигнуто при увеличении вплоть до 100% доли ТВС со смешанным топливом в активной зоне реактора, а также при изменении конструкции зоны с целью снижения коэффициента конверсии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Novikov A.N. et al. Problem of VVERs In-core Fuel Management. — IAEA-TECDOC-567, 1990, p. 525.
2. Экспериментальные исследования по физике уран-водных решеток типа ВВЭР — Сб. трудов ВМК, том 1. — Будапешт, 1984.
3. Лизоркин М.П., Азова В.М. Исследование нейтронно-физических характеристик реакторов типа ВВЭР на реакторе ЛР-0. — ЧССР, Ржеж, 1987.
4. Abagian L.P., Gomin E.A. and Yudkevich M.S. Evaluation of constants of isotopes ^{239}Pu—^{242}Pu and their Verification Conformably to the Calculations of Thermal Reactors. — In: 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics. — Charleston, USA.
5. Пшенин В.В. и др. Опробование усовершенствованных программ расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 со смешанным топливом. — Отчет РНЦ КИ, 1993.
6. Матвеенко И.П., Исачин С.И., Пшенин В.В., Левина И.К. и др. Анализ состояния экспериментальных исследований по обоснованию возможности вовлечения плутония в топливный цикл АЭС с реакторами ВВЭР. Разработка программы экспериментальных исследований на стенде СУПР. — Совместный отчет РНЦ КИ и ФЭИ, 1992.
7. Левина И.К. и др. Нейтронно-физические характеристики активных зон серийного реактора ВВЭР-1000, включающего твэлы и ТВС из смеси урана и энергетического плутония. — Отчет РНЦ КИ, 1989.
8. Симонов В.Д. и др. Метод парных перестановок ТВС и его применение для оптимизации энергораспределения ВВЭР. — АЭ, 1986, вып. 3, с. 166.
9. Ливенцева Ж.Ю., Левина И.К. Нейтронно-физические характеристики усовершенствованных реакторов ВВЭР со смешанным топливом. — Отчет РНЦ КИ, 1991.
10. Левина И.К., Сапрыкин В.В., Гагаринский А.А., Ливенцева Ж.Ю. Использование профилированных плутониевых ТВС в активных зонах серийного реактора ВВЭР-1000. — Отчет РНЦ КИ, 1990.
11. Сапрыкин В.В., Гагаринский А.А., Пшенин В.В. Анализ необходимости и возможных способов профилирования ТВС со смешанным топливом. — Отчет, РНЦ КИ, 1993.
12. Левина И.К., Ливенцева Ж.Ю. Исследование возможности увеличения количества ТВС из смеси регенерата урана и энергетического плутония в активной зоне серийного реактора ВВЭР-1000. — Отчет РНЦ КИ, 1990.
13. Гильванов Л.М., Смирнов Т.Л., Левина И.К., Ливенцева Ж.Ю. Расчеты аварийных процессов в реакторах со смешанным топливом. — Отчет РНЦ КИ, 1991.
14. Левина И.К., Сапрыкин В.В., Ливенцева Ж.Ю. Нейтронно-физические характеристики усовершенствованного реактора ВВЭР-1000, с циркониевой активной зоной, содержащей ТВС из смешанного UO_2—PuO_2 топлива. — Отчет РНЦ КИ, 1991.
15. Левина И.К., Сапрыкин В.В., Гагаринский А.А., Ливенцева Ж.Ю. Нейтронно-физические характеристики активных зон серийного реактора ВВЭР-1000, включающего твэлы и ТВС из смеси урана и энергетического плутония, и изотопные составы отработавшего топлива. — Отчет РНЦ КИ, 1989.
16. Пшенин В.В., Суслов А.А., Лазаренко А.П., Левина И.К., Ливенцева Ж.Ю. Выбор конструкции опытной ТВС с плутонием оружейного состава. Предварительный расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны, содержащей опытные ТВС. — Отчет РНЦ КИ, 1993.
17. Суслов А.А. и др. Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик активных зон со смешанным топливом оружейного состава. — Отчет РНЦ КИ, 1993.
18. Бродкин Э.Б., Егоров А.Л. Расчет тепловыделения и радиационных характеристик ТВЭЛ с уран-плутониевым топливом. — Отчет РНЦ КИ, 1993.
19. Бродкин Э.Б., Егоров А.Л. Анализ радиационных характеристик необлученной опытной ТВС. — Отчет РНЦ КИ, 1993.
20. Левина И.К. Исходные данные по ТВС со смешанным топливом, необходимые для выполнения оценок по радиационной защите и организации транспортно-технологического процесса на АЭС. — Отчет РНЦ КИ, 1991.

Статья поступила в редакцию 14 марта 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, с. 81—93.

СОДЕРЖАНИЕ

ТЕОРИЯ И РАСЧЕТ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Зарицкий С.М. Обзор работ, выполненных в отделе физики ядерных реакторов ИЯР РНЦ КИ в 1994 г. 3

Clushkov A.E., Maiorov L.V. A Method for Neutron Cross Sections Calculations in the Resolved Resonance Region 23

Павловичев А.М., Зарицкий С.М., Дадакина Л.Л. Алгоритм оценки азимутального распределения плотности потока быстрых нейтронов на внутренней поверхности корпуса реактора ВВЭР 25

ПРОГРАММЫ И КОМПЛЕКСЫ ПРОГРАММ

Цибульский В.Ф., Чибиняев А.В. CONSUL — программа уточненного комплексного расчета ядерного реактора 29

Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Расчет выгорания топлива ВТГР в ПС КРИСТАЛЛ 32

Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Трехмерные расчеты в ПС КРИСТАЛЛ 35

Moriakov A.V., Egorov A.L., Pavelyeva E.B. 3D Transport Benchmark: Semi-Analytical and Numerical Results Comparison 38

Веретенов В.В., Выродов В.Н., Гуревич М.И. Модуль источника для моделирования нейтринного эксперимента методом Монте-Карло 44

Аннотация программы MCU-RFFI 48

Аннотация программы RAPAN-1 53

Аннотация программы САПФИР-ВВР 56

Аннотация программы САПФИР-ВВРТ 60

Аннотация программы BMVC-T 64

Аннотация программы FPR-INT-1.20 67

Аннотация программы МАВР-1.1 70

Аннотация программы МАВР-2.1 73

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Андрюшенко Н.Н., Дегтярев А.М., Иванов А.А., Кузьмин А.Н., Трофимова Т.Е., Щукин А.В. Экспериментально-расчетные исследования загрузок с металлическим естественным ураном на критическом стенде УГ 77

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Левина И.К., Лазаренко А.П. Физико-технические аспекты использования энергетического и оружейного плутония в реакторах типа ВВЭР 81

CONTENTS

NUCLEAR REACTORS AND RADIATION SHIELDING THEORY AND CALCULATIONS

Zaritsky S.M. Review of the Works Which Were Carried Out in 1994 in Reactor Physics Department of Nuclear Reactors Institute, RRC «Kurchatov Institute» 3

Clushkov A.E., Maiorov L.V. A Method for Neutron Cross Sections Calculations in the Resolved Resonance Region (in English) 23

Pavlovichev A.M., Zaritsky S.M., Dadakina L.L. The Algorithm for Estimation of the Fast Neutron Flux Density Azimuthal Distribution on the Inner Surface of WWER Pressure Vessel 25

CODES AND CODE COMPLEXES

Tsibulsky V.F., Chibiniaev A.V. CONSUL — Code for the Refined Complex Calculation of the Nuclear Reactor 29

Davidenko V.D., Tsibulsky V.F., HTGR Fuel Burn-Up Calculation in PS KRISTALL 32

Davidenko V.D., Tsibulsky V.F. 3-Dimensional Version of PS KRISTALL 35

Moriakov A.V., Egorov A.L., Pavelyeva E.B. 3D Transport Benchmark: Semi-Analytical and Numerical Results Comparison (in English) 38

Veretenov V.V., Vyrodov V.N., Curevich M.I. The Code for Modeling of the Neutron Production in the Neutrino Experiments by the Monte-Carlo Method 44

Code MCU-RFFI Abstract 48

Code RAPAN-1 Abstract 53

Code SAPFIR-WWR Abstract 56

Code SAPFIR-WWRT Abstract 60

Code BMVC-T Abstract 64

Code FPR-INT-1.20 Abstract 67

Code MAVR-1.1 Abstract 70

Code MAVR-2.1 Abstract 73

EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS

Andriuschenko N.N., Degtiarev A.M., Ivanov A.A., Kuzmin A.N., Trofimova T.E., Schukin A.V. Experimental and Calculational Researches of Core With Natural Metallic Uranium at UG Critical Assembly 77

NUCLEAR ENERGY

Levina I.K., Lazarenko A.P. Physical-Technical Aspects of Utilization of Military and Reactor Grade Plutonium in WWER Type Reactors 81

Научно-исследовательский институт механики при Нижегородском университете им. Н.И. Лобачевского извещает о том, что в 1994 г. в Энергоатомиздате вышла в свет монография сотрудника НИИ механики Ю.А. Кузнецова:

УДК 621.039.51

Кузнецов Ю.А. Математические задачи динамики ядерных реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1994. — 384 с. ISBN 5-283-03815-7.

В монографии рассматриваются общие нелинейные распределенные математические модели динамики ядерных энергетических установок с учетом различных обратных связей. Основное внимание уделено вопросам корректности постановок задач, существованию, единственности и продолжимости их решений, выявлению и исследованию их качественных свойств и особенностей. Дано систематическое изложение используемого математического аппарата, в частности, вопросов качественной теории нелинейных дифференциальных уравнений в банаховых пространствах. Книга предназначена для научных и инженерно-технических работников, занимающихся теорией и физикой ядерных реакторов, а также для специалистов в области прикладной математики. Может быть использована студентами старших курсов соответствующих вузов.

НИИ механики высылает книгу наложенным платежом по заказам.

Дополнительную информацию можно получить по телефонам:
(8312)65-41-61, (8312)65-17-16.

603600, Нижний Новгород, ГСП-1000, пр. Гагарина, д. 23, корп. 6,
НИИ механики при ННГУ.

Редакционно-издательская группа, тел. (8312)65-41-61.

Announcement of Next Topical Meeting on Advances in Reactor Physics

PHYSOR'96

International Conference on the Physics of Reactors
Breakthrough of Nuclear Energy by Reactor Physics

Location	Mito-city, Ibaraki-ken Japan
Date of meeting	September 15—20, 1996
Sponsors	American Nuclear Society & Atomic Energy Society of Japan
Cosponsors	RPD & M&CD of ANS, RPD of AESJ
Organizers	Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) & Power Reactor and Nuclear Fuel Corporation (PNC)
General Chairman	Shojiro MATSUURA Executive Director of JAERI, Director General of Tokai Establishment
Secretariat	Keichiro Tsuchihashi Tokai-mura Naka-gun Ibaraki-ken 319—11 Japan (tel.) 81-292-82-5360 (fax) 81-292-82-6122

First Call for Paper June 1995

Subjects to be discussed

- Artificial Intelligence and New Computer Architecture
- New or Improved Computational Method
  - Nodal
  - Transport
  - Monte Carlo
- Advanced Software for Reactor Design and Management
- Benchmarks and Validation of Code and Nuclear Data
- Advanced Reactor Design
  - Fast
  - Thermal
  - Research Reactor
  - Any Reactor closely related with new Fuel Cycle
- Evolution of Neutron Beam Utilization
- Experiments, Measurements, and Analysis
- Perturbation and Sensitivity Analysis
- Pu Recycle
- Fuel Management
- Kinetics Methods, Codes, and Experiments, Transient Analysis
- Reactor Operation Performance
- Criticality Safety
- Transmutation

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия: Физика ядерных реакторов

Выпуск 3

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий

Редакторы О.В. Базанова, Г.Я. Кармадонова
Технический редактор С.К. Сведлова
Корректор В.П. Горячева

Подписано в печать 24.03.95. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 8,5. Уч. изд. л. 9,0+0,5
Тираж 200. Индекс 3646. 10 статей. Заказ 156
Отпечатано в Российском научном центре «Курчатовский институт»
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

1.000

Индекс 3646

Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 3, 1—100