

621.039.5
В 74

ISSN 0205—4671

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

4

2011

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

**ВОПРОСЫ
АТОМНОЙ
НАУКИ
И
ТЕХНИКИ**

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ с 1989 г.

ВЫПУСК 4

**ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЁТА
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

Федеральное государственное
бюджетное учреждение
"Национальный исследовательский центр
"Курчатовский институт"
ИЗДАЕТСЯ с 1989 г.
Центральная научно-техническая
библиотека

МОСКВА – 2011

40269 м/ф

Сборник "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" включен в Перечень ведущих изданий Высшей аттестационной комиссии.
Выпуск "Физика и методы расчёта ядерных реакторов" Серии "Физика ядерных реакторов" подготавливается Национальным исследовательским центром "Курчатовский институт".
Подписной индекс 32067 с 2010 г. в каталоге "Газеты. Журналы" ОАО Агентство "Роспечать".
Статьи из сборника "ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов" публикуются в переводе на английский язык в специальных выпусках "Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov" журнала "Physics of Atomic Nuclei" (перевод Российского журнала "Ядерная физика"), издаваемого PLEIADES PUBLISHING и распространяемого издательством Springer (ISSN: 1063-7788).

Статьи, поступающие в редакцию, рецензируются. При перепечатке и цитировании ссылка на сборник ВАНТ обязательна. Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.

Редакционная коллегия серии:

главный редактор – Ю.М. Семченков (НИЦ "Курчатовский институт");
заместители главного редактора – С.М. Зарицкий (НИЦ "Курчатовский институт"),
В.Ф. Колесов (ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ"), А.Е. Крошилин (ОАО "ВНИИАЭС"),
В.В. Пчелин (НИЦ "Курчатовский институт");
ответственный секретарь – Е.А. Старостина (НИЦ "Курчатовский институт");
члены редколлегии – П.Н. Алексеев, Е.В. Бурлаков, А.Ю. Гагаринский,
М.П. Лизоркин, В.Д. Павлов, Я.И. Штромбах (НИЦ "Курчатовский институт").
Приглашенный редактор данного выпуска – Е.А. Гомин (НИЦ "Курчатовский институт").

В выпусках "Физика и методы расчета ядерных реакторов" публикуются материалы по следующим вопросам:

- математические проблемы теории переноса и теории реакторов;
- 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;
- экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов и в перечисленных смежных областях;
- общие проблемы ядерной энергетики.

Материалы для опубликования следует направлять в НИЦ "Курчатовский институт" на имя главного редактора серии.

- Materials related to the topics described below are published in series "Nuclear Reactor Physics":
- mathematical problems of transport and nuclear reactor theory;
 - 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;
 - general problems of nuclear power.

Метод Монте-Карло в реакторной физике

В середине 40-х годов 20-го века произошли два события, потрясшие мир и оказавшие огромное влияние на развитие человечества: успешное испытание ядерной бомбы в Лос-Аламосе и создание первой электронной вычислительной машины (ЭВМ), получившей название ENIAC. Эти два события сказались на развитии в мире фундаментальных и прикладных исследований, приведших к возрождению области математики, известной ранее как статистическое моделирование или численное решение математических задач, в которых искомые величины представляют вероятностными характеристиками какого-либо случайного явления. В основе статистического моделирования лежит метод Монте-Карло.

К первым публикациям, из которых и пошло название “метод Монте-Карло”, как правило, относят следующие: *Metropolis N., Ulam S.* The Monte Carlo Method // Journal of the American Statistical Association. Vol. 44. N. 247. 1949, pp. 335–341; *Fermi E., Richtmyer R.D.* Note on census-taking in Monte Carlo calculations // Los Alamos Scientific Laboratory report LAMS-805. July 11, 1946. 7 pp.; *Ulam S., Richtmyer R.D., von Neuman J.* Statistical Methods in Neutron Diffusion // Los Alamos Scientific Laboratory report LAMS-551. 1947. 7 pp. (более полный список см. в работе *Metropolis N.* The beginning of the Monte Carlo method // Los Alamos Science. Special Issue, 1987, pp. 125–130).

В отечественной научной литературе первые статьи по методу Монте-Карло – это статьи **В.С. Владимирова** / О применении метода Монте-Карло для отыскания наименьшего характеристического числа и соответствующей собственной функции линейного интегрального уравнения // Теория вероятностей и ее применения, 1956, т. 1, вып. 1, с. 113–130 и **В.С. Владимирова, И.М. Соболя** / Расчёт наименьшего характеристического числа уравнения Пайерлса методом Монте-Карло // Вычислительная математика, 1958, сб. 3, изд. АН СССР, с. 130–137. В последующем метод получил дальнейшее развитие как в теоретическом, так и прикладном аспектах.

За прошедшие годы разработан и обоснован новый раздел вычислительной математики – метод Монте-Карло – и созданы реализующие этот метод программы, которые используют колоссальный объем информации о взаимодействии различного вида излучений с веществом. С развитием вычислительной техники программные средства, реализующие Монте-Карло, находят все более широкое применение, в частности, при проектировании, обосновании безопасности и эксплуатации ядерных реакторов и других объектов использования атомной энергии.

Особенно это заметно в последние годы после появления многопроцессорных ЭВМ. Программы, реализующие метод Монте-Карло, относительно просто поддаются установке на такие компьютеры. Эксплуатация этих программ на многопроцессорных ЭВМ с тысячами и десятками тысяч вычислительных ядер позволяет рассчитывать, в частности, распределения функционалов потока нейтронов по объему активной зоны ядерных реакторов, включая большие энергетические реакторы типа ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

Программы расчёта ядерных реакторов методом Монте-Карло в настоящее время создаются и развиваются в нескольких институтах атомной отрасли и НИЦ “Курчатовский институт”.

По-видимому, наиболее широкое распространение в России получили программы семейства MCU. Инициатором работ по проекту MCU в 1982 г. выступил Л.В. Майоров, один из ведущих учёных России в области математического моделирования переноса излучений и теории ядерных реакторов, работы которого получили международное признание.

В первой версии пакета прикладных программ MCU широко использовались модули из пакета ММКФК, созданного А.Д. Франк-Каменецким – крупнейшим авторитетом в решении практических задач методом Монте-Карло.

В разработку константного обеспечения программ семейства MCU решающий вклад внесла Л.П. Абагян, которая выполнила собственные оценки параметров разрешенных резонансов всех важных в реакторных расчётах изотопов.

Эти работы проводились при постоянном и пристальном внимании Я.В. Шевелёва, бывшего в 70 и 80-е годы прошлого столетия научным руководителем работ в СССР по теме “Теория и методы расчёта ядерных реакторов”, развивавшихся при поддержке Министерства среднего машиностроения СССР.

Созданная в ФЭИ (г. Обнинск) система констант БНАБ, в которой для учёта резонансной самоэкранировки сечений использовались f-факторы И.П. Бондаренко и допускалось предложенное М.Н. Николаевым подгрупповое представление сечений, вкпе с оценками Л.П. Абагян и разработанными при непосредственном участии и под руководством Л.В. Майорова программами расчёта сечений рас-

сеяния медленных нейтронов с использованием фононных спектров из файлов ENDF позволили к середине 80-х годов создать константное и программное обеспечение на основе метода Монте-Карло, которое по точности расчётов нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов ни в чем не уступало лучшим зарубежным аналогам. В настоящее время все более широкое применение находит российская библиотека РОСФОНД оцененных ядерных данных, разработанная под руководством М.Н. Николаева.

В предлагаемом вниманию читателя выпуске сборника, а также в выпуске, который выйдет вслед за ним, представлены статьи, дающие представление о проблемах применения метода Монте-Карло в реакторных приложениях и о круге задач, решаемых методом Монте-Карло для совершенствования существующих и при разработке новых проектов ядерных реакторов и других объектов использования атомной энергии.

Е.А. Гомин, научный редактор выпуска

УДК 621.039.51...17

Статус MCU-5

*Н.И. Алексеев, С.Н. Большагин, Е.А. Гомин, С.С. Городков, М.И. Гуревич,
М.А. Калугин, А.С. Кулаков, С.В. Марин, А.П. Новосельцев, Д.С. Олейник,
А.В. Пряничников, Е.А. Сухино-Хоменко, Д.А. Шкаровский, М.С. Юдкевич,*
НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 24.02.2011 г.

Для расчётов ядерных реакторов разных типов широко используются разработанные в рамках проекта MCU программные средства, реализующие метод Монте-Карло для решения уравнений переноса различных видов излучения. Описана версия MCU-5, работа над которой завершена; кратко описаны созданные библиотеки констант и охарактеризованы возможности модулей пакета MCU-5 и собранных из них рабочих программ; приводятся примеры практически важных задач физики реакторов, для решения которых привлекались программы семейства MCU.

Ключевые слова: уравнение переноса, метод Монте-Карло, оцененные ядерные данные, прецизионные расчёты, ядерные реакторы.

The Status of the MCU-5. N.I. Alekseev, S.N. Bol'shagin, E.A. Gomin, S.S. Gorodkov, M.I. Gurevich, M.A. Kalugin, A.S. Kulakov, S.V. Marin, A.P. Novosel'tsev, D.S. Oleynik, A.V. Pryanichnikov, E.A. Sukhino-Khomenko, D.A. Shkarovskiy, M.S. Yudkevich, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

The software, developed within the framework of the MCU project and realizing the Monte Carlo method to solve the transport equations for various kinds of radiations, is widely used for benchmark calculations of nuclear reactors of different types. The final version of the MCU-5 is described. The created nuclear data libraries are briefly discussed. The opportunities of modules of the MCU-5 package and the working codes obtained from them are characterized. The examples of practically important reactor physics tasks calculated by means of the codes from the MCU family are given.

Key Words: Transport Equation, Monte Carlo Method, Evaluated Nuclear Data, Precise Calculations, Nuclear Reactors.

За прошедшие годы метод Монте-Карло получил свое дальнейшее развитие как в теоретическом, так и в прикладном аспектах. Созданы реализующие метод Монте-Карло программы, использующие колоссальный объем накопленной информации о взаимодействии различного вида излучений с веществом. С развитием вычислительной техники такие программные средства находят широкое применение в области, связанной с проектированием, эксплуатацией, обоснованием ядерной и радиационной безопасности ядерных реакторов и других объектов использования атомной энергии.

Программы, реализующие метод Монте-Карло, относительно просто адаптируются для установки на многопроцессорные ЭВМ, чтобы рассчитывать, например, распределения функционалов потока нейтронов по объему активной зоны ядерных реакторов, включая большие энергетические реакторы типа ВВЭР-1000 и РБМК-1000.

К числу таких программных средств относится компьютерный свод MCU-4 [1], предназначенный для моделирования переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло. В нашем понимании под компьютерным сводом подразумевается совокупность пакетов прикладных программ, специализированных рабочих программ, служебных программ, а также библиотек констант и специальных программ для получения (генерации) этих библиотек из файлов оцененных ядерных данных.

В статье подводится краткий итог работы по созданию свода MCU-5, который разрабатывался в период с 01.01.2004 г. по 21.01.2011 г. коллективом авторов настоящей статьи. В статье аббревиатура MCU применяется в качестве названия пакета прикладных программ, компьютерного свода и выполняемого проекта. К чему относится аббревиатура, в каждом конкретном случае поясняется или следует из контекста.

По инициативе Л.В. Майорова и при поддержке Я.В. Шевелева в 1982 г. в Институте (тогда Отделении) ядерных реакторов Курчатовского института начались работы в рамках *проекта* MCU. Общие трудозатраты по проекту вплоть до завершения MCU-5 составляют ~ 350 человеко-лет.

Первоначально цель работ по проекту MCU формулировалась следующим образом: как можно более точное компьютерное моделирование физических процессов переноса различного вида излучений, необходимое в первую очередь для повышения точности и надежности оценки ядерной и радиационной безопасности объектов применения атомной энергии. Достижение этой цели предполагало выполнение работ по следующим направлениям:

- разработка и усовершенствование алгоритмов метода Монте-Карло;
- разработка *пакета прикладных программ* MCU с модульной структурой;
- проведение оценок ядерных данных, создание банка ядерных данных;
- создание рабочих программ на базе модулей пакета, позволяющих рассчитывать реальные системы со сложной геометрией и использующих ядерные данные без каких-либо упрощений (либо с минимальными упрощениями);
- верификация программ и ядерных данных по результатам оцененных экспериментов.

К концу 1985 г. завершены работы по созданию версии пакета MCU-1.1 для ЭВМ БЭСМ-6 [2], что позволило с достаточно высокой точностью решать широкий круг задач на критичность. Для описания геометрии в MCU-1 применялся набор специализированных геометрических модулей, многие из которых были разработаны Франк-Каменецким А.Д. [3]. В 1987 г. пакет был установлен на ЭВМ типа ЕС, VAX, Convex и Cyber (версия MCU-1.2 [4]), а в 1988 г. на персональные компьютеры (MCU-1.3 [5]).

В течение 1989-91 гг. разработана вторая версия пакета [6], написан новый физи-

ческий модуль, моделирующий взаимодействие нейтрона с ядрами с учетом непрерывного изменения его энергии во всем диапазоне, и создан универсальный геометрический модуль, реализующий метод комбинаторной геометрии.

К 1994 г. закончились работы над 3-й версией пакета [7], для которой разработаны новые транспортный и регистрационный модули. Из модулей пакета MCU-3 по гранту Российского фонда фундаментальных исследований собрана программа MCU-RFFI [8], переданная во многие российские научные организации и ВУЗы. В некоторых из них ее модернизированные версии эксплуатируются до сих пор.

В 2004 г. завершены работы по созданию свода MCU-4 [1]. Рабочие программы, собранные из модулей пакета MCU-4, позволяют проводить моделирование аналоговыми и весовыми методами Монте-Карло переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов в размножающих нейтроны системах с учетом изменения изотопного состава материалов конструктивных элементов реактора. Для моделирования электронно-фотонных каскадов в MCU-4 используется программа EGS-4 [9, 10], а для расчёта радиационных характеристик облученного ядерного топлива – программа ORIGEN-S из системы SCALE [11].

Следующие программы, собранные из модулей пакета MCU-4, аттестованы Ростехнадзором и в настоящее время находятся в промышленной эксплуатации:

- MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 для обоснования ядерной безопасности объектов использования атомной энергии, срок действия паспорта – до 17.10.2016 г.;
- MCU-REA/1.0 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2 для расчёта нейтронно-физических характеристик ячеек, полиячеек и фрагментов активных зон водо-водяных энергетических реакторов типа ВВЭР, срок действия паспорта – до 03.03.2015 г.;
- MCU-REA/1.1 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2 для расчёта нейтронно-физических характеристик фраг-

ментов активных зон и полномасштабных активных зон уран-графитовых реакторов типа РБМК, срок действия паспорта – до 23.05.2017 г.;

- MCU-REA/2 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2 для расчёта плотности потока нейтронов с энергией выше 0,5 МэВ в материале корпусов реакторов типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при заданном источнике деления в активной зоне, срок действия паспорта – до 19.09.2016 г.

В настоящее время в рамках работ по проекту MCU, кроме пакета MCU-5, созданы следующие пакеты прикладных программ.

1.1. Пакет прикладных программ BURNUP5

Пакет предназначен для расчёта изменения нуклидного состава материалов реактора в процессе его работы и оценки радиационных характеристик облученного ядерного топлива [12]. Результатом работы одного из модулей пакета являются данные о зависимости от времени работы реактора концентраций начальных и образующихся в ядерных реакциях стабильных и радиоактивных изотопов. Расчёт ведется временными шагами, чтобы учитывать изменение сечений изотопов и распределения потока нейтронов.

При решении уравнений кинетики изотопного состава применен итерационный метод, радикально сокращающий необходимое число временных шагов. Другие модули дают информацию, необходимую для оценки радиационных характеристик облученного ядерного топлива и конструктивных материалов: радиоактивности и остаточного энерговыделения, спектра фотонов и др.

1.2. Пакет прикладных программ ПЕРСТ5

Пакет [13...21] предназначен для решения уравнения переноса нейтронов в групповом приближении методом обобщенных вероятностей первых столкновений в 2D и 3D геометрии. Включает в себя несколько модулей пакета MCU-5. В настоящее время из модулей ПЕРСТ5 собраны три рабочие

программы: MCU-FCP для расчёта ячеек и полячек РБМК; ТВС-КИН для расчета ячеек и тепловыделяющих сборок (ТВС) ВВЭР; GETERA10 для исследовательских целей. Рабочие программы отличаются версиями модуля расчёта вероятностей первых столкновений и физического модуля, используемого для подготовки групповых констант.

1.3. *Пакет прикладных программ MCU-Office*

Пакет [22...24] осуществляет визуализацию входных и выходных данных для семейств программ, собранных из модулей пакетов MCU и ПЕРСТ. Основная функция этого пакета – контроль пользователем правильности задания геометрии рассчитываемой системы с помощью построения ее двумерных сечений произвольно ориентированной плоскостью.

Для каждой точки рисунка можно получить информацию о ее координатах в трехмерном пространстве модели и специфических для программы атрибутах соответствующей точки, материальном составе геометрических областей и др. Имеется возможность измерять расстояния между точками на рисунке. Обеспечена возможность редактирования исходных данных и просмотра файла диагностики ввода геометрии.

Полученные с помощью MCU-Office изображения можно сохранять в виде графических файлов для последующего редактирования, печати или включения в документацию. Помимо сечений плоскостями можно генерировать данные в формате таких программ как 3D Studio Max, Voxler и Amiga для получения трехмерного изображения рассчитываемой системы.

Кроме средств визуализации геометрии

модели в пакете есть средство для просмотра используемых в расчёте источников частиц, которые могут иметь сложное распределение в трехмерном пространстве. Возможна анимация в программе 3D Studio Max траекторий моделируемых в процессе расчёта частиц.

1.4. *Пакет прикладных программ РАДАР*

Пакет предназначен для расчёта нейтронно-физических характеристик водо-водяных реакторов с гексагональной решеткой твэлов и ТВС в многогрупповом приближении для 2D и 3D моделей реакторов. Диффузионное уравнение решается методом конечных разностей. Моделируется изменение изотопного состава материалов, входящих в состав элементов конструкции реактора.

2. Свод MCU-5

Основные отличия свода MCU-5 от MCU-4 заключаются в следующем:

- осуществлен переход с языка Fortran 77 на более современный Fortran 90/95/2003;
- применяется динамическое распределение памяти;
- рабочие программы позволяют проводить не только традиционные последовательные вычисления, но и параллельные с использованием многопроцессорных компьютеров;
- разработано несколько новых модулей и подмодулей;
- применяется двойная точность регистрации.

Составные части свода MCU-5 перечислены в табл. 1, а компоненты описываются в следующих разделах.

Т а б л и ц а 1. Состав свода MCU-5

Банки данных	Пакеты прикладных программ	Специализированные рабочие программы	Служебные программы	Программы генерации библиотек
MCUDB50 MCUDB50RF	MCU-5 BURNUP5 ПЕРСТ5 РАДАР MCU-Office	MCU-PD MCU-KNV MCU-TR MCU-KS MCU-PTR MCU-FREE	MCUREP	DOLIPAR DOTEMBR DOKORT RAPAN TERMAC СТЕНЬ

2.1. Банки данных, библиотеки констант и программы для их генерации

Программы семейства MCU решают уравнения переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов с точностью, ограниченной практически только точностью используемых ядерных данных. Допускаются непрерывное, поточечное, подгрупповое или ступенчатое (кусочно-постоянное и групповое) представления сечений ядерных реакций.

При создании банков данных использованы различные файлы оцененных нейтронных данных, библиотеки ядерных данных, а также собственные оценки на основе банков данных CINDA (библиографические данные) [25] и EXFOR (результаты измерений) [26]. Неоценимый вклад в формирование константного обеспечения MCU внесла Л.П. Абагян.

Основными источниками для создания банков данных являются:

- российские библиотеки: РОСФОНД [27], БНАБ-78, 90 и 93 [28, 29], LIPAR [30], БОФС (библиотека обобщенных фононных спектров замедлителей) [31], BROND-2 и 3 [32];
- доступные иностранные библиотеки: ENDF/B [33], JENDL [34], JEF [35], IRDF [36], RRDF-98 [37], VITAMIN/C [38], VITAMIN/B-6 [39], EPDL97 [40, 41], EADL [42, 43], EEDL [44].

Для получения библиотек констант, составляющих банки данных, применяются программы генерации, перечисленные в табл. 2.

Таблица 2. Программы генерации библиотек, входящих в банки данных свода MCU-5

Библиотека	Программа
VESTA	СТЕНЬ
TEPCON	TERMAC
LIPAR	DOLIPAR
KORT	DOKORT
BNAB/MCU	NJOY [44], DOTEMBR
ACE	NJOY
DOSIM	NJOY
PHOTONT	AMPX-77 [45]
PHOTONS	AMPX-77
NEUTRONK	NJOY
PHOTONK	AMPX-77

Основным банком данных пакета MCU-5 является банк MCUDB50, включающий библиотеки, перечисленные в табл. 4.1. В этом банке содержатся данные для 375 изотопов. Кроме того в рамках работ над пакетом MCU-5 разработан и включен в свод MCU банк данных MCUDB50RF, основанный на константах библиотеки РОСФОНД и содержащий нейтронно-физические константы для 460 изотопов. В настоящее время проводится всесторонняя верификация библиотек этого банка.

При формировании на базе пакета MCU-5 какой-либо рабочей программы ее банк данных формируется на основе банков пакета и получает собственное имя.

2.2. Модули

Начиная с первых версий, в программе MCU используется термин "Модуль". Под ним понимается структурная единица в виде совокупности программ, предназначенных для выполнения определенной задачи. Например, физический модуль рассчитывает сечения в точке, геометрический – определяет пространственные координаты и другие характеристики частицы.

Основной особенностью модуля является не формальное его устройство, а выполнение крупной, достаточно обособленной задачи. Кроме того, модуль получает данные из других программ или модулей только через программы-интерфейсы, а не через параметры или общие структуры данных. Конкретная структура данных одного модуля не важна для других модулей.

Пакет MCU является совокупностью отдельных независимых модулей. Все межмодульные связи осуществляются через строго регламентированные интерфейсы, определенные архитектурой пакета. Модуль может состоять из нескольких программных единиц (подмодулей). Пакет MCU-5 состоит из следующих модулей.

1. *Управляющий модуль* организует совместную работу всех модулей.

2. *Транспортный модуль* осуществляет организацию моделирования отдельных траекторий частиц; включает в себя подмодуль БАНКИР, который организует ведение

очередей частиц, подлежащих моделированию (первичные и вторичные нейтроны, фотоны и др.).

3. **Физический модуль** вырабатывает сечения и другие характеристики взаимодействия частиц со средой.

4. **Модуль источников** моделирует фазовые координаты частиц источника, в том числе и для начального пакета нейтронов при решении однородной задачи.

5. **Геометрический модуль** определяет местонахождение частицы, отслеживает ее перемещение в пространстве и вычисляет все необходимые функции, аргументами которых служат пространственные координаты.

6. **Регистрационный модуль** накапливает статистику событий и на ее основе вычисляет статистические оценки функционалов физических характеристик рассматриваемой системы.

7. **Модуль оборудования** содержит сервисные подпрограммы и функции: датчик псевдослучайных чисел; программы открытия файлов, необходимых для работы, и назначения их логических номеров; программы датчика времени и даты; программы ввода/вывода; программы бесформатного ввода. Подпрограммы и функции доступны для применения любым другим модулем и могут зависеть от типа компьютера и установленной операционной системы.

2.3. Программные единицы MSU-5

Программной единицей назовем имеющую самостоятельное значение минимальную программную компоненту, которая может использоваться в прикладных программах свода, других программах либо автономно, либо в служебных программах и программах генерации библиотек. Полный набор программных единиц пакета MSU-5 приведен в табл. 4.2. Возможности реализованных в них алгоритмов кратко описываются в этом разделе, а более подробно – в работах [46...60].

Решение задач о критичности проводится методом поколений, число которых задается пользователем. Начальные фазовые координаты нейтронов начального по-

коления задаются пользователем в исходных данных для модуля источников.

С помощью средств комбинаторной геометрии можно задавать источники, имеющие сложное пространственное распределение по объему рассматриваемой системы, например, потвэльное распределение нейтронов деления в активной зоне реактора типа ВВЭР-1000 с учётом аксиальной зависимости. Для энергетической, угловой и временной переменных предусмотрен широкий выбор стандартных одномерных распределений. Имеется возможность задавать источники, для которых энергетическое и угловое распределения коррелируют между собой.

При решении задач с выгоранием можно существенно ускорить вычисления, используя метод суммарного изотопа. Метод основан на том, что пользователь может заменить малозначащие изотопы (например, среди продуктов деления) одним суммарным изотопом с нулевым сечением рассеяния, сечениями поглощения и генерации нейтронов, равными сумме макроскопических сечений отдельных изотопов. Список этих изотопов задается пользователем.

Реализованы традиционные весовые методы моделирования: весовое окно, расщепление, русская рулетка. Помимо этих методов разработан и реализован алгоритм АЛИГР. Он дает возможность с помощью определяемых поверхностей-линз фокусировать частицы в интересующих пользователя областях пространства, что существенно уменьшает статистическую погрешность расчёта при моделировании того же числа частиц в случае необходимости оценить функционалы потока в малых по объему областях.

При моделировании столкновений нейтронов с ядрами в разных энергетических областях можно комбинировать перечисленные в табл. 4.1 библиотеки констант, применяя соответствующие подмодули физического модуля. Так, в быстрой энергетической области можно использовать либо константы библиотеки ACE с учётом всех законов взаимодействия, имеющихся в

файлах оцененных нейтронных данных, либо библиотеки BNAB/MCU.

В области неразрешенных резонансов сечения вычисляются в подгрупповом приближении. Это же приближение можно применять и в области разрешенных резонансов, а можно использовать поточечное представление энергетической зависимости сечений с линейно-линейной интерполяцией или непрерывную зависимость сечений, вычисляя их для нужной энергии нейтрона по резонансным параметрам из библиотеки LIPAR.

В области термализации можно применять многогрупповое транспортное приближение или проводить моделирование с учетом непрерывного изменения энергии нейтрона. В последнем случае при рассеянии на легких ядрах учитывается корреляция между изменением энергии нейтрона и направлением его движения. Используются данные, полученные из законов рассеяния для замедлителей.

В обоих случаях при необходимости учитываются когерентные эффекты. Для более тяжелых ядер розыгрыш рассеяния осуществляется по модели идеального газа. В случае, если законы и сечения рассеяния для требуемой температуры замедлителя отсутствуют в библиотеках TEPCON и VESTA, они рассчитываются на шаге подготовки данных для проведения расчёта.

Для моделирования взаимодействия фотонов с веществом может быть применено как групповое, так и поточечное представление сечений. Моделируются следующие процессы: когерентное и некогерентное рассеяния, фотоэффект и образование электрон-позитронных пар с возможностью генерации вторичных фотонов, электронов и позитронов. Для моделирования рождения фотонов в результате нейтронных реакций используются групповые константы или поточечно представленные данные в формате ACE.

Разработан подмодуль рождения фотонейтронов. Сечения и спектры получаются из аналитических зависимостей для двух важных в реакторных приложениях изото-

пов – дейтерия и бериллия, имеющих низкие пороги реакции.

В электронно-позитронном подмодуле моделируются следующие процессы взаимодействия электронов и позитронов с веществом: упругое взаимодействие с кулоновским полем ядер среды, неупругое рассеяние на связанных атомных электронах с ионизацией и возбуждением атомов, неупругое взаимодействие с кулоновским полем ядер и атомных электронов с испусканием тормозного излучения, аннигиляция позитронов на электронах.

Возможно моделирование по схеме индивидуальных или укрупненных столкновений. Используется библиотека ядерных данных в поточечном представлении энергетической зависимости сечений при сочетании аналитического и библиотечного описаний сечений взаимодействия.

Программы MCU позволяют рассматривать геометрически очень сложные системы, состоящие из объемных элементов практически произвольной формы, что достигается применением в геометрическом модуле сочетания методов комбинаторной геометрии и метода выровненных сечений. С помощью метода выровненных сечений можно моделировать тела, ограниченные поверхностями выше второго порядка.

Для описания систем с повторяющимися элементами имеется возможность задавать трехмерные сети и решетки, которые заметно упрощают процесс задания исходных данных. При этом алгоритм моделирования сетей существенно сокращает необходимую оперативную память за счет использования локальной системы координат в ячейках сети.

Специальный алгоритм геометрического модуля позволяет рассчитывать системы с двойной гетерогенностью (например, твэлы, содержащие микротвэлы). Предполагается, что размеры зерен достаточно малы и они расположены с плотностью, обеспечивающей отсутствие пересечения зерен.

Утечка из рассматриваемой системы может задаваться вектором баклинга, который учитывается при моделировании комплексным весом.

Модуль регистрации позволяет рассчитывать различные функционалы потока нейтронов: эффективный коэффициент размножения; эффективную долю запаздывающих нейтронов; скорости реакций для произвольных энергетических интервалов; малогрупповые константы ячеек и ТВС, в том числе коэффициент диффузии. Вклады в оценки функционалов вычисляются на всех траекториях частиц по точкам столкновений, поглощений, по длине пробега. Для фотонов и электронов предусмотрены оценки потоков, скоростей реакций, поглощенного материалом заряда и энергии.

Метод Монте-Карло как метод статистических испытаний предназначен для получения численных оценок математического ожидания функционалов потока излучений и их доверительных интервалов. Важным условием является состоятельность и несмещенность оценок. В составе MSU имеются программные средства, позволяющие обосновать состоятельность и несмещенность оценок, а также правильно рассчитывать доверительные интервалы.

Подводя итог вышесказанному, перечислим основные возможности и особенности программ MSU.

1. Модульная структура программ.
2. При моделировании истории нейтронов:
 - допускаются непрерывное, поточечное, подгрупповое и групповое (кусочно-постоянное) представления сечений взаимодействия нейтронов с ядрами;
 - производится непрерывное слежение за энергией нейтронов;
 - в спектре деления учитываются как мгновенные, так и запаздывающие нейтроны;
 - неупругое рассеяние моделируется с использованием законов, представленных в файлах оцененных ядерных данных, или по более простым приближенным моделям;
 - допускается учет температурной зависимости сечений в области неразрешенных резонансов в подгрупповом приближении;
 - доплеровское уширение резонансной кривой в области разрешенных резонансов рассчитывается по аналитическим выраже-

ниям (непрерывные зависимости сечений от энергии);

- учитываются химические связи, тепловое движение ядер и когерентные эффекты в области термализации с применением законов рассеяния, рассчитываемых для необходимой температуры.

3. При прослеживании истории фотонов, генерируемых при делении ядер, неупругом рассеянии и радиационном захвате нейтронов, взаимодействие со средой описывается в многогрупповом приближении или с использованием поточечного представления сечений взаимодействия; моделируется рождение фотонейтронов при взаимодействии с дейтерием и бериллием.

4. Имеется возможность моделирования электронно-фотонных каскадов.

5. Геометрические возможности программы обеспечиваются совместным применением методов комбинаторной геометрии и выровненных сечений, дополненных специальным алгоритмом моделирования систем с двойной гетерогенностью.

6. Существует возможность рассчитывать критические системы с утечкой нейтронов, заданной вектором геометрического параметра (баклинга).

7. Производится оценка всех важных функционалов потока излучений. Оцениваются все малогрупповые константы для инженерных программ расчёта ядерных реакторов, включая коэффициенты диффузии.

8. Существует возможность проверки состоятельности и несмещенности оценок всех функционалов; выполняется достоверная оценка систематических и статистических погрешностей с учётом корреляций между поколениями.

9. Реализованы как аналоговые, так и весовые методы Монте-Карло.

10. Имеется универсальный модуль источников.

11. Предусмотрена возможность решения задач с изменением изотопного состава материалов в процессе кампании ядерных реакторов.

12. Существует возможность проведения оценки остаточного энерговыделения и ра-

Т а б л и ц а 3. Назначение и правообладатели программ, собранных из модулей пакета MCU-5

Программа	Тип реактора	Правообладатель
MCU-PD	ВВЭР	ОАО "ТВЭЛ"
MCU-KNV	РБМК	НИЦ КИ, НИКИЭТ, ВНИИАЭС
MCU-TR	Реакторы плавучих АЭС	ОКБМ
MCU-PTR	Исследовательские реакторы	НИЦ КИ
MCU-KS	Ядерные энергодвигательные установки	НИКИЭТ
MCU-FREE*)	Исследовательские и учебные цели	НИЦ КИ

*) Программа предназначена только для учебных и научно-поисковых целей. В России распространяется на безвозмездной основе.

диационных характеристик облученного ядерного топлива.

13. Обеспечена возможность автоматического изменения любых параметров по окончании очередного временного шага в расчёте выгорания.

14. Имеется возможность автоматического изменения исходных данных для расчёта нескольких состояний системы.

15. Обеспечена возможность вывода задачи на заданное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов.

2.4. Специализированные рабочие программы

Имеющиеся в настоящее время специализированные рабочие программы осуществляют расчёт нейтронно-физических характеристик и изменение изотопного состава материалов ядерных реакторов с применением различных библиотек констант, алгоритмов и приближений, реализованных в модулях пакета MCU. Для разных заказчиков и различных приложений из модулей пакетов MCU-5 и BURNUP5 собраны и находятся в опытно-промышленной эксплуатации программы, перечисленные в табл. 3.

Программы MCU-PD и MCU-TR в настоящее время проходят процедуру аттестации в Ростехнадзоре. Отличаются програм-

мы набором программных единиц, которые входят в их состав, и областью применения. В табл. 4 перечислены функциональные возможности этих программ. Более полно функциональные возможности программ, их характеристики и состав описаны в табл. 4.3.

3. Области применения

Описанные выше рабочие программы семейства MCU имеют свои специфические особенности и области применения. В совокупности они решают следующий круг проблем:

- оценка критичности и ядерной безопасности объектов использования атомной энергии;
- расчёт распределения энерговыделения по объему активных зон;
- радиационное энерговыделение в элементах конструкций;
- моделирование кампании ядерных реакторов различного типа;
- оценка эффектов, которые не могут быть вычислены с необходимой точностью по инженерным программам (эффекты зазоров, зависимость коэффициентов диффузии от плотности замедлителя, двойная гетерогенность и т.д.);

Т а б л и ц а 4. Функциональные возможности программ

Программа	Нейтронны	Фотоны	Электроны/позитроны	Выровненные сечения	Микро-топливо	Выгорание
MCU-PD	+	+	+	+	+	+
MCU-KNV	+	+	-	-	-	+
MCU-TR	+	+	-	+	-	+
MCU-PTR	+	+	-	-	-	+
MCU-KS	+	-	-	-	-	+
MCU-FREE	+	-	-	-	-	+

- моделирование защиты от излучений, оценка радиационной безопасности;
- реакторная дозиметрия;
- расчёт сигналов датчиков внутриреакторного контроля распределения энерговыделения;
- расчёт сигналов датчиков вне реакторного контроля;
- оценка радиационных характеристик облученного ядерного топлива;
- моделирование трансмутации актиноидов и продуктов деления;
- оценка качества библиотек ядерных данных;
- оценка качества экспериментов;
- верификация инженерных программ расчёта ядерных реакторов.

В настоящее время разрабатываются и совершенствуются полномасштабные трехмерные модели активных зон реакторов типа ВВЭР-1200, ВВЭР-1000, РБМК-1000, ИР-8, реакторов транспортного назначения, реактора ядерной энергодвигательной установки космического назначения. Далеко не полный перечень примеров использования МСУ дан ниже.

3.1. Реакторы типа ВВЭР

Наиболее широко программы семейства МСУ, начиная с версии МСУ-1, используются в расчётах реакторов типа ВВЭР. Для МСУ-PD подготовлены верификационные отчёты по применению программы для расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов типа ВВЭР и PWR с урановым и уран-плутониевым топливом, а также для расчёта флюенса быстрых нейтронов на поверхности и в толще корпуса ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

В настоящее время ведутся работы по созданию полномасштабных трехмерных мультифизических моделей ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Подготовлены пилотные версии моделей, с помощью которых выполнен большой комплекс работ [61...68].

Рассчитаны пусковые эксперименты на третьем блоке Калининской АЭС и первом блоке Волгодонской АЭС. Для 20-ти критических и подкритических состояний на минимально контролируемом уровне мощ-

ности отличие расчёта от эксперимента в величине эффективного коэффициента размножения не превышает 0,3 %.

На многопроцессорных ЭВМ проведены расчёты покассетного и потвального распределений энерговыделений по объёму активной зоны ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 при заданных значениях плотностей и температур материалов конструктивных элементов на минимально контролируемом уровне мощности для свежего топлива. В выполненных расчётах распределения энерговыделения по объёму активной зоны реактора топливо твэлов разбивалось на заданное число высотных сегментов.

В расчётах потвального распределения энерговыделения проводились оценки функционалов в более чем 2,7 миллионах регистрационных зон ($\sim 2 \cdot 10^6$ топливных зон). Для достижения приемлемой статистической погрешности (варьируется от 0,8 % в самых энергонапряженных сегментах до 2,7 % в наименее энергонапряженных сегментах) в каждом варианте моделировалось около 33 миллиардов нейтронных историй. Время счёта с использованием 96-ти процессоров составило 110 часов.

Детальная компьютерная модель реактора зачастую позволяет исследовать влияние элементов конструкции, казалось бы малосущественных с точки зрения расчёта нейтронно-физических характеристик, например, числа и размера каналов в выгородке, горизонтальных проточек на ее внешней поверхности; дистанционирующих решеток, которые при условии сохранения полного энерговыделения приводят к увеличению его максимального значения примерно на один процент.

Ещё один показательный пример такого влияния – смещение всей активной зоны на 3 мм по горизонтали в пределах металлического стакана-выгородки. Оно моделируется изменением всего одной строки в почти четырехмегабайтном файле входных данных для МСУ – компьютерной модели всего реактора, приводя к весьма заметному перекосу покассетного энерговыделения.

С использованием полномасштабной трехмерной модели реактора рассчитаны

флюенсы быстрых нейтронов на поверхности и в толще материала корпуса реактора для первой планируемой кампании ВВЭР-1200. Распределение источников деления по объёму активной зоны получено по программе ПЕРМАК-А [69] и с помощью разработанного в рамках проекта MSU интерфейса преобразовано в формат входных данных модуля источников.

Выполнены расчёты пространственного распределения потока нейтронов и сечений поглощения некоторых нуклидов в области расположения ионизационных камер вблизи внутренней поверхности биологической защиты. При решении этой задачи применялся метод весового окна, отлаженный в многолетних расчётах флюенса быстрых нейтронов на корпус реактора.

Разработаны трехмерные модели родиевых датчиков прямой зарядки системы внутриреакторного контроля. Проведены расчёты электрических сигналов для ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, по которым происходит восстановление поля нейтронов в активной зоне.

Разработаны трехмерные модели ТВС ВВЭР-440 различных типов, предназначенные для расчёта радиационного энерговыделения в конструкционных материалах и их активации.

Разработаны трехмерные математические модели ТВС ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 [70], предназначенные для расчёта радиационных характеристик головки и хвостовика ТВС. Описание конструкций полностью соответствует данным, представленным разработчиком на чертежах общего вида.

Для верификации комплексов инженерных программ, предназначенных для эксплуатационных и проектных расчётов ВВЭР и PWR, с использованием программы MSU-PD ведутся работы по созданию банка математических бенчмарков, который будет включать модельные задачи различных конфигураций: двумерные модели ячеек, дву- и трехмерные модели фрагментов активной зоны, полномасштабные активные зоны. В этих тестах рассматриваются твэлы, содержащие ториевое, урановое, плуто-

ниевое топливо, урановое топливо с интегрированным в нем гадолинием, эрбием, бериллием; сборки с поглотителями на основе естественного и обогащенного (до 80 %) бора, диспрозия, сплава In-Cd-Ag. Глубина выгорания топлива в модельных задачах достигает 80...90 МВт·сут/кг тяжелого металла.

3.2. Реакторы типа РБМК

В настоящее время разработана и протестирована по программе MSU-KNV первая версия банка математических тестов для верификации инженерных программ расчёта РБМК. В эту версию включены дву- и трехмерные модели ячеек и полиячеек для исследования эффектов обезвоживания, температурных и других эффектов с учетом выгорания топлива.

Для проведения расчётов по MSU полномасштабных трехмерных активных зон РБМК-1000 в выгоревшем состоянии [71] разработан интерфейс между MSU-KNV и инженерной программой ТРОЙКА [72] для расчёта активной зоны РБМК-1000 (входит в комплекс ЭНЕРГИЯ, разработанный во ВНИИАЭС), автоматизирующий получение исходных данных на языке MSU из данных программы ТРОЙКА. Объем входной информации на языке MSU для таких вариантов составляет несколько десятков Мбайт, и задать его без автоматизации практически невозможно.

Расчёты реакторов типа РБМК по программе MSU-KNV проводятся в НИЦ "Курчатовский институт", НИКИЭТ и ВНИИАЭС.

3.3. Реакторные паропроизводительные установки для подводного и надводного флотов

Программа MSU-TR используется для проведения реперных расчётов, совершенствования инженерных методик, изучения различных сложных структур активной зоны с тесной решеткой топливных стержней при наличии сильно поглощающих выгорающих поглотителей и переменном температурно-плотностном поле теплоносителя [73].

Для обоснования применения программы MCU-TR к расчётам реакторных паро-производительных корабельных установок проведена ее верификация с привлечением результатов критических экспериментов с высокообогащенным топливом и водяным замедлителем, выполненных в РИЦ "Курчатовский институт" и принятых в сборник ICSBER.

На основе метода Монте-Карло разработана методика получения мало групповых констант и расчёта диффузионных характеристик замедлителей для инженерных программ (ВИВАТ, НОРКА и др.) расчёта реакторов транспортного назначения в диффузионном мало групповом приближении.

3.4. Ядерные энергодвигательные установки для космических аппаратов

Для расчётов нейтронно-физических характеристик реакторной установки для ядерной энергодвигательной установки мегаваттного класса подготовлена пилотная версия программы MCU-KS и константное обеспечение, базирующееся на российских файлах оцененных ядерных данных РОС-ФОНД. Начались работы по верификации. Программа находится в опытной эксплуатации в НИЦ "Курчатовский институт" и НИКИЭТ [74...76].

3.5. Исследовательские реакторы

При разработке программы MCU-PTR были приняты во внимание специфические особенности исследовательских реакторов, а также учтён опыт использования программ MCU-RR и MCU-RR/P при расчётном сопровождении эксплуатации исследовательских реакторов НИИАР [77, 78]. Тестирование программы проводилось применительно к реактору ИР-8 [79].

Для исследовательского реактора типична работа с частыми кратковременными остановками. Нередко последующий выход на мощность осуществляется из йодной ямы. Программа MCU-PTR обеспечивает

возможность расчёта быстротекущих переходных процессов, определяющих реактивность реактора.

Разработан набор полномасштабных трехмерных моделей реактора ИР-8 для различных вариантов загрузок активной зоны. Модели в полном соответствии с проектной документацией описывают геометрию активной зоны и отражателя, органов СУЗ, каналов и ампульных устройств. Математическая модель ИР-8 содержит примерно 20 000 геометрических и материальных зон: 4 000 топливных зон, 11 000 зон в поглотителях, 3 000 зон в бериллии, остальные зоны – в конструкционных материалах и в испытываемых образцах.

Изучена и восстановлена история работы ИР-8 от его энергопуска в 1981 г до 2010 г. За прошедшие ~ 30 лет реактор отработал 78 циклов. Описание работы реактора подготовлено на основе изучения картограмм загрузок активной зоны, зависимости мощности от времени, положения стержней рабочих органов СУЗ. Эти данные позволили с помощью программы MCU-PTR рассчитать нуклидный состав топлива и продуктов деления облучённых ТВС, выгорание $^{10}\text{В}$ в рабочих органах СУЗ, отравление бериллиевого отражателя.

Полученный расчётным путем нуклидный состав учитывался при моделировании работы реактора. Рассчитывалась динамика реактивности остановленного реактора, связанная с образованием и распадом ^{135}Xe (йодная яма) и с образованием ^{149}Sm (протетиевый провал).

Разработанные расчётные модели применены для создания атласа нейтронных потоков в облучательных каналах реактора ИР-8 с ампульными устройствами радиационного испытания материалов.

Программа MCU-PTR отвечает требованиям расчётного сопровождения работы исследовательских реакторов и внедрена в практику эксплуатации ИР-8.

4. Состав свода MCU-5

Т а б л и ц а 4.1. Состав банка данных MCUDB50

Название библиотеки	Описание
ACE/MCU	Библиотека сечений взаимодействия нейтронов с ядрами в эпитепловой области энергий в поточечном представлении, полученная из файлов ENDF/B-VII.0 и других источников
BNAB/MCU	Расширенная и модифицированная версия 26-групповой системы констант БНАБ-93
LIPAR	Параметры сечений нуклидов в области разрешенных резонансов
MULTIC	301-групповая библиотека, содержащая в том числе данные по температурной зависимости подгрупповых параметров нуклидов в области неразрешенных резонансов
KORT	Библиотека нейтронно-физических констант в поточечном представлении для энергетической области от 10^{-5} до 5 эВ
TEPCON	Библиотека 40-групповых сечений для области термализации (до 1 эВ)
VESTA	Библиотека для моделирования столкновений нейтронов с ядрами замедлителей с учетом непрерывного изменения энергии нейтронов в области термализации; представлена в форме вероятностных таблиц, полученных из законов рассеяния $S(\alpha, \beta)$
BOFS	Библиотека обобщенных фононных спектров замедлителей
DOSIM	Библиотека активационных сечений в поточечном представлении
ABBNL	Библиотека 63-групповых сечений, используемых для получения сечений "суммарного изотопа"
PHOTONS	Библиотека многогрупповых сечений генерации фотонов при взаимодействии нейтронов с веществом на основе данных библиотек DLC-41/VITAMIN-C и DLC-184/VITAMIN-B6
PHOTONT	Многогрупповые сечения взаимодействия фотонов с веществом на основе данных библиотек DLC-41/VITAMIN-C и DLC-184/VITAMIN-B6
BURNS	Информация для задач расчёта выгорания: периоды полураспада ядер, выходы осколков деления, цепочки превращений и т.д.
SHELLDATA	Библиотека атомных переходов (LLNL EADL)
PHOTDATA	Библиотека сечений взаимодействия фотонов с веществом в поточечном представлении в энергетической области от 100 эВ до 100 МэВ (LLNL EPDL)
ELECDATA	Библиотека сечений взаимодействия электронов с веществом в поточечном представлении в энергетической области от 100 эВ до 100 МэВ (LLNL EEDL)
POSIDATA	Библиотека сечений взаимодействия позитронов с веществом в поточечном представлении в энергетической области от 100 эВ до 100 МэВ (LLNL EEDL)
NEUTRONK	Библиотека керма-факторов для нейтронов в поточечном представлении для энергетической области от 10^{-5} эВ до 20 МэВ
PHOTONK	Библиотека керма-факторов для фотонов в групповом представлении для энергетической области от 10 кэВ до 20 МэВ

Т а б л и ц а 4.2. Модули и программные единицы пакета MCU-5

Название модуля – обозначение	Функция
Управляющий – С	Управление расчётом Обеспечивает возможность автоматического изменения любых параметров в процессе расчёта выгорания, расчёта нескольких состояний с автоматическим изменением исходных данных, автоматического вывода задачи на заданное зна-

Название модуля – обозначение	Функция		
	чение $K_{эф}$		
Транспортный – TRJ	Моделирование траекторий частиц в системе		
	Подмодули транспортного модуля		
	Название подмодуля – обозначение	Функция	
	Весовые методы – WM	Неаналоговое моделирование	
	БАНКИР – BNK	Ведение очередей частиц, подлежащих моделированию	
Составной физический СОФИЗМ – SFM	Розыгрыш взаимодействия частиц с веществом по информации из банка данных		
	Подмодули составного физического модуля:		
	Название подмодуля – обозначение	Функция	
	PIN – PIN	Ввод данных для физического модуля	
	PSI – PSI	Реализация метода суммарного изотопа	
	FARION – FAR	Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в области энергий нейтронов от 20 МэВ до 100 кэВ	
	ФИМБРОЭН – FMB	Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в эпитепловой области	
	ФИМТОЭН – FMT	Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в области термализации. Непрерывное слежение за энергией нейтрона с использованием поточечного представления сечений	
	СТЕНЬ – STN	Автоматическая подготовка данных библиотек VESTA	
	МОФИТТГ – MOF	Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в области термализации. Многогрупповое транспортное приближение	
	ТЕРМАК – TRM	Автоматическая подготовка данных библиотеки TERCON	
	MULTIC – FML	Расчет сечений нейтронных реакций по мультигрупповым параметрам	
	RAPAN – RAP	Расчет сечений нейтронных реакций по аналитическим выражениям	
	POIRES – POR	Расчет сечений нейтронных реакций в резонансной области энергий	
	ФОТОН-PHS – PHS	Моделирование генерации фотонов в (n, γ) реакциях	
	ФОТОН-PHT – PHT	Моделирование взаимодействия фотонов с веществом с использованием групповых констант	
	ГАММА – PGM	Моделирование взаимодействия фотонов с веществом с использованием констант в поточечном представлении	
	БЕТА – PBT	Моделирование взаимодействия электронов и позитронов с веществом	
	SGM – SGM	Розыгрыш взаимодействия частиц с веществом по малогрупповым сечениям, задаваемым пользователем в исходных данных. Альтернатива модулю СОФИЗМ	
	Геометрический – NCG	Моделирование прямолинейных участков траекторий между столкновениями	
Подмодули геометрического модуля			
Название подмодуля – обозначение		Функция	

40269 м/ф

Название модуля – обозначение	Функция	
	MBC	Метод выровненных сечений
	CG	Комбинаторная геометрия
	KERN	Учёт двойной гетерогенности
Источников – SRC	Моделирование фазовых координат частиц источника или нейтронов начального поколения при решении задач на критичность	
Регистрации – RGS	Расчёт функционалов полей излучения	
	Подмодули модуля регистрации	
	Название подмодуля – обозначение	Функция
	Дозиметрический – DOS	Расчёт функционалов активационного мониторинга
	Статистической обработки – MCUSTAT	Оценка систематических и статистических погрешностей функционалов с учетом корреляций между поколениями
Регистрации для выгорания – BRG	Расчёт функционалов потока нейтронов для модуля выгорания	
Оборудования – ENV	Содержит программы, которые могут зависеть от типа компьютера и операционной системы	
Выгорания – BUR	Расчёт изменения изотопного состава материалов реактора в процессе его эксплуатации	

Т а б л и ц а 4.3. Характеристики программ пакета MCU-5

Модули и программные единицы	Рабочие программы семейства MCU-5					
	MCU-FREE	MCU-KS	MCU-PTR	MCU-TR	MCU-KNV	MCU-PD
Возможность автоматического изменения любых параметров в процессе расчёта выгорания (C)	-	-	+	+	+	+
Возможность расчёта нескольких состояний с автоматическим изменением исходных данных (C)	-	-	-	+	-	+
Возможность автоматического вывода задачи на заданное значение эффективного коэффициента размножения нейтронов (C)	-	-	-	+	-	+
Оценка статистической погрешности (MCUSTAT)	-	-	-	-	-	-
Автоматическая подготовка данных библиотек	Библиотека TEPCON (TRM)	-	+	+	+	+
	Библиотека VESTA (STN)	-	+	+	+	+
Расчёт сечений нейтронных реакций в области разрешенных резонансов	По аналитическим выражениям (RAP)	+	+	+	+	+
	Из поточечного представления (POR)	+	+	+	+	+
Метод суммарного изотопа (PSI)	+	+	+	+	+	+
Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в области энергий от 20 МэВ до 100 кэВ (FAR)	-	+	+	+	+	+
Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в эпитепловой области (FMB)	+	+	+	+	+	+
Моделирование взаимодействия нейтронов с веществом в области термализации	Непрерывное слежение за энергией нейтрона с использованием поточечного представления сечений (FMT)	+	+	+	+	+
	Многогрупповое транспортное приближение (MOF)	-	+	+	+	+

Модули и программные единицы		Рабочие программы семейства MCU-5					
		MCU-FREE	MCU-KS	MCU-PTR	MCU-TR	MCU-KNV	MCU-PD
Расчёт сечений нейтронных реакций по мультигрупповым параметрам (FML)		-	+	+	+	+	+
Моделирование генерации фотонов в (n, γ) реакциях (PHS)		-	-	+	+	+	+
Моделирование взаимодействия фотонов с веществом	Модуль ФОТОН	-	-	+	-	+	+
	Модуль ГАММА	-	-	-	+	-	+
Моделирование взаимодействия электронов и позитронов с веществом (PBT)		-	-	-	-	-	+
Розыгрыш взаимодействия частиц с веществом по малогрупповым сечениям, задаваемым пользователем в исходных данных (SGM)		-	-	-	-	-	-
Комбинаторная 3D геометрия (CG)		+	+	+	+	+	+
Возможность использования метода выровненных сечений (MBC)		-	-	-	+	-	+
Учет двойной гетерогенности для микрокрошки (KERN)		-	-	-	-	-	+
Моделирование фазовых координат частиц источника или нейтронов начального поколения при решении задач на критичность (SRC)		+	+	+	+	+	+
Расчёт функционалов потока излучений (RGS)		+	+	+	+	+	+
Весовые методы (WM)		+	+	+	+	+	+
Ведение очередей моделируемых частиц (BNK)		+	+	+	+	+	+
Расчет функционалов активационного мониторинга (DOS)		+	+	+	+	+	+
Расчёт изменения изотопного состава материалов реактора в процессе его эксплуатации (BUR)	Только основные опции	+	-	-	-	-	-
	Все возможности	-	+	+	+	+	+
Банк данных	На базе MCUDB50 (ENDF/B-VI, VII; JENDL 3.2, 3.3; ...)	+	-	+	+	+	+
	На базе MCUDBRF (RUSFOND)	-	+	-	-	-	-

Заключение

Приведено описание свода MCU-5, включающего в себя банки ядерных данных и программы генерации библиотек констант, модули и пакеты прикладных программ, служебные и специализированные рабочие программы. Рабочие программы семейства MCU-5 позволяют проводить моделирование методом Монте-Карло взаимосвязанного переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов в системах с практически произвольной геометрией на основе первичной информации о взаимо-

действии различных видов излучений с веществом. Возможен учет изменения изотопного состава материалов реактора в процессе его эксплуатации.

Все программы машинно независимы и могут быть применены на любых ЭВМ, в том числе на суперкомпьютерах и персональных компьютерах. Даны примеры использования программ для проектирования и обоснования физических характеристик ядерных реакторов практически всех типов, эксплуатируемых или разрабатываемых в России. В настоящее время работа над сводом MCU-5 завершена.

Список литературы

1. **Гомин Е.А.** Статус MCU-4 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6–32.
2. **Лиман Г.Ф., Майоров Л.В., Юдкевич М.С.** Пакет программ MCU для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений в реакторах // Там же. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 7, с. 27–31.
3. **Франк-Каменецкий А.Д.** Моделирование траекторий нейтронов при расчете реакторов методом Монте-Карло. М.: Атомиздат, 1978.
4. **Владимирова Т.М., Гомин Е.А., Гуревич М.И. и др.** Мобильная версия пакета для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений MCU-1.2. Отчет ИАЭ инв. № 36/822887, 1987.
5. **Владимирова Т.М., Носовский И.В., Романов А.С., Чистякова В.А.** Пакет программ MCU для решения методом Монте-Карло задач переноса излучений. Версия MCU-1.3 для РС. Отчет ИАЭ инв. № 36/1-780-89, 1989.
6. **Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Гомин Е.А. и др.** Пакет программ MCU-2 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Отчет ИАЭ инв. № 36/1-1493-91, 1991.
7. **Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Гомин Е.А. и др.** Программа MCU-3 для расчета методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов. Тома 1...5. Препринты ИАЭ-5772/5, -5777/5, -5736/5, -5741/5, -5739/5. 1994.
8. **Gomin E.A., Maiorov L.V.** The MCU-RFFI Monte Carlo Code for Reactor Design Applications / Proc. of Int. Conf. on Mathematics and Computation, Reactor Physics, and Environmental Analyses, April 30-May 4 1995, vol. 2, pp. 1136–1141, Portland, Or., USA.
9. **Nelson W.R., Hirayama H., Bielajev A.F.** The EGS4 Code System, Stanford Linear Accelerator Center Report SLAC-265 (Stanford Calif.), 1985. См. также [10].
10. **The EGS4 Code System**, <http://www.slac.stanford.edu/pubs/slacreports/slac-r-265.html> (дата обращения: 15.01.2011).
11. **ORIGEN-S**: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms. NUREG/CR-0200, rev. 5, vol. 2, sec. F7, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R5, RSIC code package CCC-545, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (September 1995).
12. **Юдкевич М.С.** Программа BURNUP для расчета изменения изотопного состава реактора в процессе кампании. Препринт ИАЭ-6048/5, 1997.
13. **Калугин М.А.** Статус пакета прикладных программ MCUFCP // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 21–28.
14. **Гомин Е.А., Гуревич М.И., Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М., Юдкевич М.С.** Программа MCU-FCP расчета переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений // Атомная энергия, август 2008, том 105, вып. 2, с. 67–72.
15. **Гомин Е.А., Гуревич М.И., Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М., Юдкевич М.С.** Программа MCU-FCP, предназначенная для решения уравнения переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений. Доклад на семинаре “Нейтроника-2007”, Обнинск, 30 октября-2 ноября 2007 г.
16. **Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М., Юдкевич М.С.** Библиотека нейтронных констант программы MCU-FCP, предназначенной для решения уравнения переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений. Там же.
17. **Lazarenko A.P., Kalugin M.A., Marin S.V., Proselkov V.M., Judkevich M.S.** Precise and design codes for calculation of radiation characteristics of VVER spent fuel developed in RRC “Kurchatov Institute”. Verification and usage experience. 7th int. conf. on VVER fuel performance, modelling and experimental support, IAEA. 17-21 Sept. 2007. Albena, Bulharsko.
18. **Гуревич М.И., Гомин Е.А., Калугин М.А., Пряничников А.В.** Развитие программы нейтронно-физического расчета MCU-FCP. Доклад на 19-м семинаре “Нейтроника-2008”, г. Обнинск, 28-31 октября 2008 г.
19. **Гуревич М.И., Калугин М.А., Пряничников А.В., Тельковская О.В., Шкаровский Д.А.** Алгоритмы расчета компонент транспортного тензора в обобщенном методе вероятностей первых столкновений // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 3–10.
20. **Пряничников А.В.** Описание программы GETERA // Там же, вып. 3, с. 63–77.
21. **Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М.** Верификация программы MCU-FCP для расчета малогрупповых констант реактора РБМК-1000. Доклад на семинаре “Волга-2008”, сентябрь 2008 г.
22. **Гуревич М.И., Тельковская О.В., Шкаровский Д.А.** Графическое представление исходных данных и результатов расчетов для программы MCU // Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 3, с. 163–167.

23. *Гуревич М.И., Тельковская О.В., Шкаровский Д.А.* Динамическая визуализация траекторий частиц при расчёте по программе MCU // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 69–73.
24. *Гуревич М.И., Тельковская О.В., Шкаровский Д.А.* Визуализация моделей ядерных реакторов для исследования и мониторинга их поведения в штатном режиме // Атомная энергия, январь 2008, т. 104, вып. 1, с. 33–37.
25. *CD-CINDA 2000.* NEA DATA BANK.
26. *EXFOR V. 1.20,* May 2001. NEA DATA BANK.
27. *Забродская С.В., Игнатюк А.В., Кощеев В.Н., Николаев М.Н. и др.* РОСФОНД – российская национальная библиотека нейтроинных данных // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 2007, вып. 1-2, с. 3.
28. *Абазян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Групповые константы для расчёта реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
29. *Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.* Система групповых констант БНАБ-93. Рекомендованные справочные данные. М.: ЦНИИАтоминформ, 1995.
30. *Абазян Л.П. и др.* Библиотека резонансных параметров LIPAR-5 // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1995, вып. 1-2, с. 19–40.
31. *Лиман Г.Ф., Майоров Л.В.* Программа NEWRAS для расчёта дифференциальных сечений рассеяния медленных нейтронов // Там же. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 8(21), с. 32–38.
32. *Blokhin A.I., Fursov B.I., Ignatyuk A.V., Koscheev V.N., Kulikov E.V., Kuzminov B.D., Manokhin V.N., Nikolaev M.N.* Current Status of Russian Evaluated Neutron Data Libraries / Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, USA, May 9-13, 1994, Vol. 2, p. 695 (1994).
33. *Секция ядерных данных МАГАТЭ*, <http://www-nds.iaea.org/> (дата обращения: 15.01.2011).
34. *JENDL-4.0*, <http://www.wndc.jaea.go.jp/jendl/j40/j40.html> (дата обращения: 15.01.2011).
35. *The JEFF Nuclear Data Library*, <http://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/> (дата обращения: 15.01.2011).
36. *International Reactor Dosimetry File (IRDF-90, v. 2).* IAEA-NDS-141, Rev. 2, 1993.
37. *Badikov S.A. et al.* Status of Russian Dosimetry File / Proc. of the 9th Int. Symp. on Reactor Dosimetry, Sept. 2-6, 1996, Prague, Czech Republic. Hamid Ait Abderrahim et al. Eds., World Scientific Publishing Co. Pte. Ltd., 1998, pp. 480–488.
38. *VITAMIN-C:* 171 Neutron, 36 Gamma-Ray Group Cross Section in AMPX and CCCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics. RSIC Data Library Collection, DLC-41, 1978.
39. *VITAMIN-B6* – A Fint-Group Cross Section Library Based on ENDF/B-VI Release 3 for Radiation Transport Applicat., RSIC, DLC-184, 1996.
40. *Salvat F., Jablonski A., Powell C.J.* ELSEPA – Dirac partial-wave calculation of elastic scattering of electrons and positrons by atoms, positive ions and molecules // Comput. Phys. Commun., 2005, 165, 157–190.
41. *Perkins S.T., Cullen D.E., Chen M.H., Hubbell J.H., Rathkopf J., Scofield J.* Tables and graphs of atomic subshell and relaxation data derived from the LLNL evaluated atomic data library (EADL), Z = 1 – 100. Report UCRL-50400, vol. 30 (Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA), 1991.
42. *Cullen D.E. et al.* Tables and Graphs of Atomic Subshell and Relaxation Data Derived from the LLNL... Ibid.
43. *Perkins S.T., Cullen D.E., Seltzer S.M.* Tables and Graphs of Electron-Interaction Cross-Sections from 10 eV to 100 GeV Derived from the LLNL Evaluated Electron Data Library (EEDL), Z = 1 – 100, UCRL-50400. Vol. 31. 1991.
44. *MacFarlane R.E. and Muir D.W.* The NJOY Nuclear Data Processing System. LA-12740, LANL, 1994.
45. *Greene N.M., Ford W.E., Petrie L.M., Arwood J.W.* AMPX-77: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Cross-Section Libraries from ENDF/B-IV and/or ENDF/B-V. ORNL/CSD/TM-283, 1992.
46. *Список публикаций группы MCU*, <http://mcu.vver.kiae.ru> (дата обращения: 15.01.2011).
47. *Чичулин Н.Л., Кулаков А.С.* Программа TREND восстановления сечений нейтронных реакций и расчёта доплеровского уширения в области разрешенных резонансов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 34–42.
48. *Кулаков А.С., Марин С.В.* Подмодули моделирования переноса фотонов в программе MCU-PD2006 // Там же, вып. 3, с. 77–87.
49. *Кулаков А.С.* Моделирование взаимодействия электронов и позитронов с веществом в программе MCU-PD // Там же, 2010, вып. 1, с. 32–47.
50. *Гуревич М.И., Пряничников А.В.* Алгоритмы геометрического модуля NCG // Там же, 2011, настоящий выпуск.
51. *Майоров Л.В.* Оценки смещения результатов при расчёте реакторов и хранилищ ядерно-

го топлива методом Монте-Карло // Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 4, с. 243–256.

52. *Олейник Д.С.* Расчёт слабосвязанных систем методом Монте-Карло // Там же, с. 256–264.

53. *Калугин М.А., Олейник Д.С., Сухино-Хоменко Е.А.* Статистическая погрешность результатов расчётов реакторов методом Монте-Карло // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 4, с. 10–18.

54. *Kalugin M.A., Oleynik D.S., Shkarovskiy D.A., Sukhino-Khomenko E.A.* Evaluation of the Statistical Error in the Results of Calculations of Full-Scale Three-Dimensional Model of VVER-1000 by Means of the Monte Carlo Method. Joint Int. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2010, Tokyo, Japan, October 17-21, 2010.

55. *Городков С.С.* Быстрая оценка погрешности распределения нейтронов в большом реакторе при расчёте методом Монте-Карло // Атомная энергия, август 2007, т. 103, вып. 2, с. 115–119.

56. *Городков С.С., Калугин М.А.* Вычисление методом Монте-Карло коэффициента диффузии ячеек ядерных реакторов // Там же, 2009, т. 106, вып. 4, с. 183–188.

57. *Gorodkov S.S.* VVER-1000 dominance ratio / Proc. 19-th Symp. AER, vol. 1, pp. 117–124, Varna, Bulgaria, 2009.

58. *Олейник Д.С.* Методика расчёта слабосвязанных систем методом Монте-Карло. Материалы XIII семинара по проблемам физики реакторов “Топливные циклы АЭС: Экономичность, безопасность, нераспространение”, с. 190–192, М.: 2004.

59. *Гуревич М.И., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А.* Адаптация программы MCU-PD к параллельным вычислениям на многопроцессорных компьютерах // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 4, с. 66–77.

60. *Юдкевич М.С.* Расчёт выгорания черного поглотителя нейтронов // Там же, 2010, вып. 3, с. 9–15.

61. *Деметьев В.Г., Олейник Д.С.* Расчёт нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 методом Монте-Карло по программе MCU-PD, сравнение с результатами расчётов по программе БИПР-7А и экспериментальными данными // Там же, вып. 1, с. 47–58.

62. *Dementiev V.G., Gorodkov S.S., Oleynik D.S.* Full-scale VVER-1000 model for Monte Carlo calculation of neutron characteristics of core. MCU-PD and BIPR-7A results comparison. 19th AER Symp. on VVER Reactor Physics and Reactor Sa-

fety, Sept. 20-27, StSt. Constantine and Elena, Bulgaria, 2009.

63. *Зацепин О.В., Калугин М.А., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г., Олейник Д.С., Сухино-Хоменко Е.А.* Полномасштабная математическая модель переноса нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР-1000, основанная на методе Монте-Карло и реализованная на многопроцессорных ЭВМ. Материалы конф. “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, г. Подольск, 26-29 мая 2009 г.

64. *Большагин С.Н., Городков С.С., Деметьев В.Г., Олейник Д.С.* Расчёт нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 методом Монте-Карло по программе MCU-PD и сравнение результатов с программами БИПР-7А, РАДАР и с экспериментальными данными. Материалы 20-го семинара “НЕЙТРОНИКА”, г. Обнинск, 27-30 октября 2009 г.

65. *Marin S.V., Shishkov L.K., Tsyganov S.V.* The procedure for determination of special margin factors to account for a bow of the VVER-1000 fuel assemblies. PHYSOR 2008 Int. Conf. on the Physics of Reactors “Nuclear Power: A Sustainable Resource”, Casino-Kursaal Conference Center Interlaken, Switzerland, 14-19 September 2008.

66. *Гарин В.П., Глушков А.Е., Глушков Е.С., Гомин Е.А., Гуревич М.И., Зимин А.А., Компаниец Г.В., Кухаркин Н.Е., Лобынцев В.А., Носов В.И., Поляков Д.Н., Пономарев-Степной Н.Н., Смирнов О.Н., Тельковская О.В., Чуняев Е.И.* Оцененные бенчмарк эксперименты на критических сборках, моделирующих особенности ВТГР на стенде АСТРА // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 75–95.

67. *Калугин М.А., Кузнецов В.И.* Численное моделирование выгорания оксидного смешанного топлива с учетом двойной гетерогенности // Атомная энергия, 2009, т. 106, вып. 1, с. 28–31.

68. *Калугин М.А.* Численное моделирование радиационных полей от источников ионизирующего излучения внутри защитной оболочки АЭС при аварии // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 28–34.

69. *Алешин С.С., Большагин С.Н., Томилов М.Ю.* Программа ПЕРМАК-А (версия 1.3). Описание применения. Отчет ОИВВЭР РНЦ КИ № 32/1-175-401, 2001. Аттестационный паспорт № 136 от 21.02.2002.

70. *Марин С.В., Кулаков А.С., Олейник Д.С., Шкаровский Д.А., Новосельцев А.П.* Проведение расчётов по программам MCU и ПРИЗМА радиационного энерговыделения в элементах

конструкций реактора ВВЭР-1200 с использованием моделей двумерных и трехмерных фрагментов активной зоны реактора. Отчёт РНЦ КИ инв. № 36-10/25-10 от 10.10.2010.

71. **Городков С.С., Калугин М.А., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А.** Обоснование правильности выбора параметров расчётов полномасштабных активных зон РБМК-1000 методом Монте-Карло. Проведение комплекса прецизионных расчётов рабочих состояний реактора РБМК-1000 на многопроцессорных ЭВМ. Отчёт РНЦ КИ инв. № 36-10/33-10 от 01.12.2010.

72. **Веселов В.П., Дружинин В.Е., Кашевиков Ф.Ю., Лысов Д.А., Немиров А.С., Шмонин Ю.В.** Верификация и обоснование программ: ТРОЙКА, версия 7.1; БОКР, версия 2.1; КОПР Е, версия 2.1; ОПТИМА, версия 5.0; POLARIS, версия 4.2.1. Технический отчёт инв. № ОТ-Ц360-01/2007. М.: ВНИИАЭС, 2007.

73. **Алексеев Н.И., Андросенко П.А., Большагин С.Н., Брызгалов В.И., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.** Разработка программы MCU-TR для расчёта физических характеристик активных зон транспортных реакторов, реализующей для решения уравнения переноса нейтронов метод Монте-Карло на основе информации, хранящейся в файлах оцененных ядерных данных. Отчёт РНЦ КИ инв. № 36-10/35-09, 2009.

74. **Калугин М.А., Новосельцев А.П., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.** Создание базы данных MDB KOSMOSRF, состоящей из нескольких библиотек нейтронных данных, сформированных на основе Российского фонда оцененных нейтронных дан-

ных, для программы MCU-KOSMOS. Отчёт РНЦ КИ инв. № 36-10/23-10 от 13.09.2010.

75. **Шкаровский Д.А., Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Юдкевич М.С.** Отчёт РНЦ КИ инв. № 35-10/37-10 от 07.12.2010.

76. **Алексеев Н.И., Городков С.С., Новосельцев А.П., Шкаровский Д.А.** Верификация программы MCU-KOSMOS. Отчёт РНЦ КИ инв. № 36-10/41-10 от 07.12.2010.

77. **Ванеев Ю.Е.** Разработка комплекса программных средств для сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2009, вып. 2, с. 84–92.

78. **Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю.** Технология SupRRROS сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов: вычислительные средства, методические подходы и пример реализации // Там же, с. 54–62.

79. **Насонов В.А., Алексеев Н.И., Ерак Д.Ю., Гомин Е.А., Кочкин В.Н., Вихров В.И., Махотин Д.Ю., Талиев А.В., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.** Разработка расчётно-экспериментальных методик определения параметров полей нейтронов в реакторе ИР-8 РНЦ КИ для фундаментальных и прикладных исследований. Препринт ИАЭ-6579/4, 2009.

Контактная информация –

Гомин Евгений Алексеевич, с. н. с., тел.: (499) 196-98-11, e-mail: gomin@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4–23.

УДК 621.030.5

Пакет прикладных программ BURNUP для расчёта изотопного состава материалов работающего реактора

М.С. Юдкевич,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 14.03.2011 г.

Описываются методика и возможности программы BURNUP. Назначение программы – прогнозирование изменения нуклидного состава материалов реактора в процессе его кампании и расчёт радиационных характеристик материалов после облучения.

Ключевые слова: реактор, состав материалов, выгорание, радиационные характеристики.

Package of Applied Programs for Calculating the Isotopic Composition of the Materials of Operating Reactor. M.S. Yudkevich, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

This paper describes algorithms and capabilities of BURNUP code. The code may be used for forecast of changes in the materials nuclides content during reactor campaign and for computation of radiation characteristics for irradiated materials.

Key Words: Reactor, Materials Content, Burnup, Radiation Characteristics.

Введение

В современных программах расчёта нейтронно-физических характеристик энергетических и исследовательских реакторов учитываются выгорание урана, образование плутония и продуктов деления. В программах MCU [1] эту функцию выполняет модуль выгорания, в качестве которого используются программы пакета BURNUP.

BURNUP состоит из нескольких программ. Назначение основной из них STEP – это прогнозирование изменения изотопного состава топлива, органов системы управления и защиты, других материалов реактора в процессе его кампании. Программа DELAY даёт возможность рассчитать активацию конструкций, накопление радионуклидов, источники запаздывающего гамма и нейтронного излучения, другие радиационные характеристики остановленного реактора.

Цель настоящей публикации – дать информацию о возможностях пакета. Одновременно описываются использованные алгоритмы и организация работы его программ в качестве модуля в составе реакторной программы.

1. Трансмутации ядер в нейтронном поле

Нуклидный состав материала, облучаемого нейтронами, меняется во времени. Это происходит в результате различных реакций нейтронов с ядрами и распада образовавшихся радиоактивных ядер.

Рассмотрим размножающую нейтроны систему (в дальнейшем реактор), состоящую из нескольких зон разного состава. В части зон содержатся делящиеся нуклиды. Требуется определить состав реактора спустя заданное время T при известной зависимости от времени мощности $P(t)$.

Присвоим нуклидам, изначально имеющимся в реакторе или появившимся в процессе работы, порядковые номера i и будем обозначать через C_i их концентрацию – содержание в единице объема. В каждый момент времени закон сохранения числа нуклидов записывается в виде системы дифференциальных уравнений

$$\left. \begin{aligned} \frac{d}{dt} C_i &= -(\lambda_i + \sigma_i \Phi) + \sum_j (\lambda_{ji} + \sigma_{ji} \Phi) C_j; \\ \lambda_i &= \sum_j \lambda_{ij}; \quad \sigma_i = \sum_j \sigma_{ij}, \end{aligned} \right\} \quad (1)$$

где $\Phi = A \int f(E) dE$ – поток нейтронов, $f(E)$ – его энергетический спектр, A – нормировочный множитель, пропорциональный мощности реактора;

$\sigma_{ji} = [\int \sigma_{ji}(E) f(E) dE] / \Phi$ – сечение поглощения нейтрона нуклидом j , приводящее к образованию нуклида i (парциальное сечение); для реакторных нейтронов возможны реакции (n, γ) , (n, p) , (n, α) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, (n, f) , в случае деления $\sigma_{ji} = \sigma_{ff} \epsilon_{ji}$ (ϵ_{ji} – вероятность выхода изотопа i при делении изотопа j); λ_{ji} – скорость распада изотопа j , в результате чего образуется изотоп i ; в реакторных приложениях рассматриваются следующие каналы распада: электронная эмиссия β^- , протонная эмиссия β^+ , электронная и нейтронная эмиссии β^-n (запаздывающие нейтроны), электронный захват EC, альфа-распад α , изомерный переход IT из метастабильного в основное состояние, спонтанное деление SF.

Система уравнений (1) дополняется условием нормировки потока нейтронов на мощность

$$P = \int \sum_i (\sigma_f E_f C)_i \Phi dr, \quad (2)$$

где E_f – энергия, которая выделяется при делении ядра i .

Поток и спектр нейтронов, а значит, и сечения непрерывным образом зависят от координат. Это приводит к тому, что в уравнениях (1) все коэффициенты (кроме λ), а следовательно, и переменные C_i зависят и от координат, и от времени, т.е. концентрация нуклидов в пределах зоны реактора перестает быть постоянной. В свою очередь поток и сечения зависят от распределения нуклидов по объему реактора, т.е. уравнения (1) нелинейные.

Для решения системы (1) используются обычные для вычислительных методов приближения.

1. Реактор делится на зоны, размер которых достаточно мал, чтобы в пределах каждой из них можно было принять, что Φ и σ всех нуклидов не зависят от координат и равны среднему по зоне значению. В этом случае объектом расчёта становятся средние по зонам концентрации нуклидов.

2. Интервал времени T разбивается на ряд последовательных отрезков (шагов) $\Delta t_n = (t_{n-1}, t_n)$. Расчёт концентраций изотопов проводится последовательно “шаг за ша-

гом” и на каждом шаге полагается, что зависимости $\Phi(t)$ и $\sigma(t)$ в каждой зоне априорно известны.

2. Организация расчёта на одном временном шаге

При сделанных допущениях о зависимости от времени Φ и σ решение задачи на шаге Δt_n распадается на две последовательные части:

- 1) расчёт реактора на критичность при заданном изотопном составе зон $C_i(t_{n-1})$ в начале шага и получение средних по зонам значений $\Phi(t_{n-1})$ и $\sigma(t_{n-1})$;
- 2) расчёт изотопного состава зон $C_i(t_n)$ в конце шага при заданном составе, потоке и сечениях в начале шага и постулированной зависимости $\Phi(t)$ и $\sigma_i(t)$.

Размер шага выбирается с учетом двух противоречивых требований. Δt_n должно быть мало, чтобы с достаточной точностью выполнялись постулированные зависимости $\Phi(t)$ и $\sigma_i(t)$. С другой стороны, надо стремиться к сокращению числа шагов, так как полное время решения задачи пропорционально их числу.

Во всех известных автору программах расчёта изотопного состава, в том числе ORIGEN [2], принимается, что Φ и σ не зависят от t и равны значению в начале отрезка, т.е. $\Phi(t) = \Phi(t_{n-1})$, $\sigma(t) = \sigma(t_{n-1})$. Это приближение не вызывает проблем, если в реакторной программе применен детерминированный метод расчёта и увеличение числа шагов не приводит к чрезмерному росту времени счёта.

Чтобы обеспечить разумные времена расчёта при использовании реакторных программ, реализующих метод Монте-Карло, в программе STEP в качестве основной опции принято, что Φ и σ линейно меняются между своими значениями в начале и конце шага. В этом случае для решения системы уравнений (1) применяется 4-шаговая итерационная процедура предиктор-корректор, чья схема показана на рисунке.

Использование в BURNUP кусочно-линейного описания зависимости от времени потока и сечений существенно увеличивает

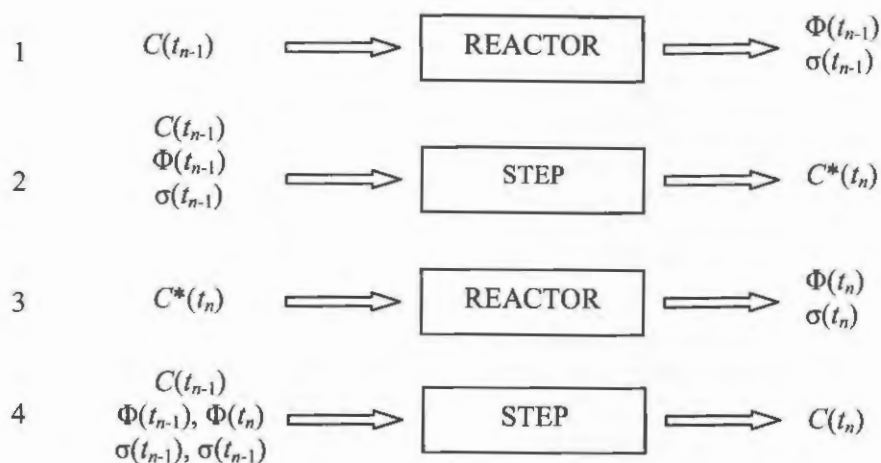


Схема решения задачи выгорания методом предиктор-корректор: REACTOR – нейтронно-физический расчёт, STEP – расчёт выгорания, $C^*(t_n)$ – промежуточное значение концентрации

величину шага по сравнению с кусочно-постоянным приближением, особенно при расчёте систем с сильной пространственной неоднородностью. Для примера в таблице приведены результаты расчёта по программе MCU эффективного коэффициента K_{eff} размножения нейтронов в ячейке и полиячейке с выгорающим поглотителем ВВЭР-1000.

Т а б л и ц а влияния способа аппроксимации потока и сечений на точность расчёта K_{eff}

n	$\Delta t_n = T/n$	K_{eff}	
		Линейная	Постоянная
Ячейка VVER-1000. $T = 1\ 200$ сут			
1	1 200	0,8840	0,921
2	600	0,8895	0,9105
4	300	0,887	0,896
8	150	0,887	0,894
16	75		0,890
Полиячейка VVER-1000 с гадолинием*. $T = 200$ сут			
10	20	1,027	0,982
20	10	1,045	1,025
50	4	1,047	1,032
100	2	1,050	1,041

* твэг в окружении б твэлов

После исчерпания шагов зависимость $\Phi(t)$ и $\sigma(t)$ известна на всем интервале времени T . Это позволяет, не обращаясь к реакторной программе, рассчитать изотопный состав при любом t , отличном от t_n .

3. Возможности программ пакета BURNUP

Программа STEP рассчитывает нуклидный состав материалов реактора в зависимости от длительности его кампании и мощности. Список нуклидов ничем не ограничен. Число материалов может быть сколько угодно велико. Результат расчёта на каждом временном шаге записывается в архив.

Программа FINTAB осуществляет постобработку и выдачу результатов. Воспользовавшись ей, пользователь может получить зависимость от времени концентрации любого нуклида и интегральные характеристики зон – мощность, выгорание, поток нейтронов, макросечения.

Программа DELAY рассчитывает радиационные характеристики облученных материалов, давая возможность получить временные характеристики запаздывающего излучения – полное и локальное энерговыделения, интенсивность гамма излучения и его спектр, источники нейтронов спонтанного деления.

Программы написаны на языке Fortran 90/95 с применением динамического распределения памяти. Их можно использовать на персональном компьютере и на мультипроцессорном суперкомпьютере¹.

¹ Распараллеливание вычислений выполнил Шкаровский Д.А.

4. Работающий реактор. Алгоритмы

В этом разделе рассматриваются алгоритмы, применяемые в BURNUP для решения системы (1) на одном временном шаге. Размер шага (t_{n-1}, t_n) выбран так, что мощность P реактора в его пределах постоянна. В каждой зоне k объемом V_k известны состав $C_i(t_{n-1})$ в начале шага и зависимости $\Phi(t)$ и $\sigma_i(t)$.

После нормировки потока нейтронов на мощность реактора

$$P = \sum_k \left(V \Phi \sum_i (\sigma_f(t_{n-1}) C(t_{n-1}) E_f)_i \right) \quad (3)$$

каждую зону можно рассматривать независимо от остальных.

Разработано и общедоступно несколько программ решения системы уравнений типа (1), но все они имеют ограничения по числу переменных и, главное, по диапазону величин $w_i = \lambda_i + \Phi \sigma_i$. В нашем случае число нуклидов может превышать 1000, а период полураспада радиоактивных ядер лежит в пределах от секунд для продуктов деления до сотен миллионов лет у изотопов урана. Соответственно и w_i меняется более чем на 15 порядков. Чтобы справиться с этой проблемой, все нуклиды разделяются на две группы: долгоживущие и короткоживущие. К последней группе относятся нуклиды с периодом полураспада менее чем одни сутки.

После исключения короткоживущих нуклидов в системе уравнений (1) осталось примерно 400 переменных C_i , а диапазон w_i уменьшился на 5 порядков. Система перестает быть жесткой и поддается численному решению. Для этого используется программа DVERK [3], реализующая метод Рунге-Кутты 6-го порядка.

Для короткоживущих нуклидов принимается, что их концентрация равна равновесному значению \bar{C}

$$\bar{C}_i = \left[\sum_j (\lambda_{ji} + \sigma_{ji} \Phi) C_j \right] / \lambda_i \quad (4)$$

(в сумму входят только долгоживущие изотопы).

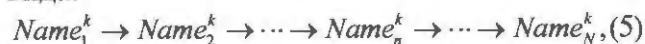
Концентрация короткоживущих нуклидов достигает равновесия спустя несколько дней после начала облучения, но они не да-

ют заметного вклада в поглощение нейтронов. Исключением является ^{135}Xe , концентрацию которого важно считать точно при всех временах. Концентрация этого нуклида и его предшественника ^{135}I рассчитывается без приближений по аналитическим формулам. Исключения сделаны и для нескольких стабильных нуклидов с большим сечением поглощения, время жизни которых в высокопоточных реакторах может быть мало.

5. Запаздывающее излучение. Алгоритмы

Рассмотренные в предыдущем разделе алгоритмы можно применять и после прекращения работы реактора, когда $P(t) = 0$, но только спустя несколько суток после остановки. При малых временах, а это практически важно, следует рассматривать все нуклиды, не разделяя их на долго- и короткоживущие.

В отсутствие нейтронного потока ($\Phi(t) = 0$) схему превращения ядер можно представить в виде отдельных цепочек такого вида:



где индекс k – номер цепочки.

Переходы в цепочках происходят только между соседними членами Name_{n-1}^k и Name_n^k . Каждый нуклид может фигурировать в нескольких цепочках, но только один раз. Концентрация нуклида Name_i равна: $C_i = \sum_k C_N^k$, суммирование проводится по тем цепочкам, в которых $\text{Name}_N^k = \text{Name}_i$.

Для актинидов и продуктов деления таких цепочек почти 17 тысяч, самая длинная связывает 22 ядра от ^{254}Cf до ^{210}Pb . В дальнейшем тексте индекс k опускается.

Каждая пара членов в цепочке (5) связана уравнением

$$dC_n/dt = -\lambda_n C_n + s_n \lambda_{n-1} C_{n-1}, \quad 1 \leq n \leq N, \quad (6)$$

где s_n – вероятность того, что ядро Name_{n-1} распадется по каналу, приводящему к образованию ядра Name_n .

Начальные условия для этого уравнения следующие: $C_n(0)$ известно при $n = 1$ и

равно нулю при $n > 1$. За начало отсчёта времени здесь принято время прекращения облучения.

Решение уравнения (6) записывается так:

$$\begin{cases} C_1(t) = C_1(0) \exp(-\lambda_1 t); \\ C_n(t) = s_n \int_0^t C_{n-1}(\tau) \exp(-\lambda_n(t-\tau)) d\tau, \quad n > 1. \end{cases} \quad (7)$$

Рассматривая последовательно все пары нуклидов, начиная с первой, можно получить аналитическое выражение для последнего члена цепочки

$$C_N(t) = \prod_{m=2}^N s_m \times \sum_{m=1}^N R_{N,m} \exp(-\lambda_m t). \quad (8)$$

$R_{N,m}$ вычисляются рекуррентно:

$$\begin{aligned} R_{1,1} &= C_1(0); \\ R_{n,m} &= \frac{\lambda_{n-1}}{\lambda_n - \lambda_m} R_{n-1,m}, \quad m < n; \\ R_{n,n} &= -\sum_{m=1}^{n-1} R_{n,m}. \end{aligned} \quad (9)$$

Описанные алгоритмы реализованы в программе DELAY, рассчитывающей характеристики запаздывающего излучения.

Заключение

Программы пакета BURNUP могут быть использованы совместно с любой реакторной программой, хотя ориентированы они в первую очередь на программы, применяющие метод Монте-Карло. Здесь BURNUP в разы сокращает суммарное время расчёта по сравнению с другими известными

программами выгорания, например, ORIGEN [2].

Автор признателен Д.А. Шкаровскому и С.А. Большагину за сотрудничество и помощь, С.В. Марину за замечания к первоначальному варианту текста. Особая благодарность Е.А. Гомину, без настойчивости которого статья не была бы написана.

Список литературы

1. *Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.* Статус MCU-5 // ВАЯТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, настоящий выпуск.
2. *Hermann W., Westfall R.M.* Origen-S: Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source. Sept. 1995, NUREG/CR-0200, Rev. 5, Vol. 2, Sec. F7, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R5.
3. *Hull T.E., Enright W.H., and Jackson K.R.* User's guide for DVERK: A subroutine for solving non-stiff ODEs, Department of Computer Science Technical Report 100, University of Toronto, 1976.
4. *Гомин Е.А.* Статус MCU-4 // ВАЯТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6–32.

Контактная информация –

Юдкевич Марк Соломонович, в. н. с., тел.: (499) 196-91-49, e-mail: umark@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 24–28.

УДК 621.039
Статус пакета ПЕРСТ-5

Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, М.А. Калугин, А.П. Лазаренко, А.В. Пряничников, В.Д. Сидоренко,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1,
В.Е. Дружинин,
ОАО “ВНИИАЭС”, 109507, Москва, Ферганская ул., 25,
А.П. Жиринов, И.М. Рождественский,
ОАО “НИКИЭТ”, 107140, Москва, Малая Красносельская ул., 2/8
Поступила в редакцию 10.02.2011 г.

Описаны методы и алгоритмы, используемые в пакете ПЕРСТ-5. Этот пакет является частью свода MCU-5 и служит для нейтронно-физического расчёта ячеек и фрагментов ядерных реакторов обобщенным методом вероятностей первых столкновений.

Ключевые слова: нейтронно-физический расчёт, обобщенные вероятности, универсальная геометрия.

Status of PERST-5. E.A. Gomin, M.I. Gurevich, M.A. Kalugin, A.P. Lazarenko, A.V. Pryanichnikov, V.D. Sidorenko, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182, V.E. Druzhinin, JSC “VNIIAES”, 25, Ferganskaya St., Moscow, 109507, A.P. Zhirnov, I.M. Rozhdestvenskiy, JSC “RDIPE”, 2/8, Malaya Krasnosel'skaya St., Moscow, 107140.

A description of the methods and algorithms of code package PERST-5 is presented in this paper. The PERST-5 is intended for the neutron-physical characteristics calculation of the cell and parts of nuclear reactors by generalized first collision probabilities method.

Key Words: Neutron-Physical Calculation, Generalized Probabilities, Universal Geometry.

Введение

Метод вероятностей первых столкновений (ВПС) является одним из классических методов повышенной точности, применяемых для решения транспортного уравнения переноса нейтронов в многогрупповом приближении. Популярность этого метода объясняется тем, что он учитывает гетерогенность системы и зависимость потока от направления без разложения его на угловые составляющие.

В то же время размерность системы уравнений метода растет пропорционально квадрату числа зон, на которые разбивается рассматриваемая система, поэтому метод используется для расчёта относительно небольших систем. Эти два качества и определили область применимости программ, использующих метод ВПС. Чаще всего они применяются для расчета ячеек – небольших повторяющихся гетерогенных областей.

Уравнения метода основаны на транспортном уравнении переноса нейтронов, записанном в интегральной форме. После использования основных предположений

“плоского” потока, изотропных источников и рассеяния интегральные уравнения переноса сводятся к системе линейных уравнений с неизвестными параметрами P_{ij} – вероятностями первых столкновений, вычисление которых и представляет основную сложность метода.

Алгоритмы вычисления вероятностей в простых геометриях разработаны в начале 60-х годов и реализованы во многих отечественных и зарубежных программах (например, [1...3]). В этих программах ВПС вычисляются в элементарных ячейках различной формы: квадратной, гексагональной, прямоугольной. Отметим, что для учёта анизотропии рассеяния в перечисленных программах применяется транспортное приближение.

1. История

В начале 2006 г. было принято решение создать отечественную программу подготовки ячейечных сечений для РБМК, более точную и универсальную, чем использовав-

шаяся на тот момент программа WIMS версии D4 [1]. Разработчики опирались на уже имеющийся у них опыт решения транспортного уравнения методом ВПС, реализованный в разных комплексах [4...8].

Новая программа получила название MCU-FCP [9], поскольку решала транспортное уравнение методом ВПС (First Collision Probability) и применяла модули пакета MCU [10]. Основной особенностью новой программы, отличающей ее от популярных программ WIMS D4, служит возможность расчёта вероятностей в произвольных двух- и трехмерных системах. Программа прошла тестирование, верификацию на ячейках РБМК [11] и успешно внедрена в практику расчётов в НИКИЭТ и ВНИИАЭС.

Еще во время работы над первой версией программы MCU-FCP был получен заказ на внедрение блока транспортного расчёта в программу ТВС-М [12], используемую для эксплуатационных расчётов ВВЭР. Поскольку в этих реакторах рассеяние происходит на воде и существенно анизотропно, предложено применять метод, учитывающий анизотропию рассеяния путем разложения потока по сферическим функциям. Этот метод уже использовался рядом авторов [13, 14], но только до первого момента разложения.

В результате работы над программой получены методики учета анизотропии с произвольным числом моментов, ограниченным только данными по анизотропии рассеяния [15]. Кроме работы над методической частью, существенно переработаны тексты программ, что привело к появлению версии MCU-FCP/3 программы.

Программы, рассчитывающие потоки, выделены в отдельный программный блок ПЕРСТ2, который стал применяться в программе ТВС-М. Кроме того из программы GETERA93 [16] взят физический модуль, подготавливающий сечения в мультигрупповом разбиении с помощью комплекса CONSYST и библиотеки БНАБ93 [17].

После объединения транспортного модуля ПЕРСТ2 и физического модуля CONSYST создана новая версия GETERA10 программы GETERA. Таким образом в рам-

ках свода MCU-5 создан пакет прикладных программ ПЕРСТ-5, из модулей которого собираются различные рабочие программы: MCU-FCP/3, ПЕРСТ2 и GETERA10.

2. ПЕРСТ-5 как часть свода MCU-5

В пакет ПЕРСТ-5 в качестве составных частей входят модули и библиотеки пакета MCU-5, поэтому ПЕРСТ-5 рассматривается в качестве составной части MCU-5 [18].

Одной из основных задач при точном вычислении вероятностей в произвольных системах является проведение лучей через систему с одновременным вычислением длин отрезков пересечения луча и зон системы. Алгоритмы проведения лучей в методе ВПС и построения траекторий частиц между столкновениями в методе Монте-Карло во многом совпадают. Это позволяет использовать геометрический модуль свода MCU-5 без существенных переделок.

Кроме программных модулей MCU в пакете ПЕРСТ-5 применяются те части библиотеки MCU, которые основаны на групповом представлении сечений взаимодействия нейтронов с веществом, а сама программа MCU интенсивно использовалась для расчёта некоторых групповых сечений, которых нет в стандартной библиотеке пакета MCU.

3. Обзор метода ВПС

Блок ПЕРСТ2 транспортного расчёта рассчитывает распределение потока нейтронов в двух- и трехмерных системах произвольной геометрии. Для этого применяется обобщенный метод ВПС, в простейшем случае совпадающий с "классическим" методом ВПС, уравнения которого получены в приближениях "плоского" потока, изотропных источников и рассеяния. Обобщенный метод ВПС основывается на уравнении переноса нейтронов, записанном в интегральной форме:

$$\Phi(\mathbf{r}, E, \Omega) = \int_0^{\infty} dt S(\mathbf{r}', E, \Omega) \exp(-\tau(\mathbf{r}, \mathbf{r}')), \quad (1)$$

где $\Phi(\mathbf{r}, E, \Omega)$ – дифференциальная плотность потока нейтронов в точке \mathbf{r} , имею-

щих энергию E и летящих в направлении Ω ; $\mathbf{r}' = \mathbf{r} - t\Omega$ – точка на луче $\mathbf{r} - t\Omega$; $t = |\mathbf{r} - \mathbf{r}'|$ – расстояние между точками \mathbf{r} и \mathbf{r}' ; $\tau(\mathbf{r}, \mathbf{r}') = \int_0^t \Sigma(\mathbf{r} - t'\Omega, E) dt'$ – оптический путь между точками \mathbf{r} и \mathbf{r}' ; $\Sigma(\mathbf{r}, E)$ – полное сечение взаимодействия нейтрона с энергией E в точке \mathbf{r} ;

$S(\mathbf{r}, E, \Omega) = S_s(\mathbf{r}, E, \Omega) + S_f(\mathbf{r}, E)$ – источник рассеяния и деления.

$$\frac{1}{4\pi V_i} \int d\Omega Y^u(\Omega) Y^{u'}(\Omega) \int d\mathbf{r} \chi_i^v(\mathbf{r}) \chi_i^{v'}(\mathbf{r}) = \delta^{uu'} \delta^{vv'}. \quad (3)$$

Подставив разложение потока в уравнение переноса и проинтегрировав по полному телесному углу и объему V_i зоны, получим уравнение обобщенного метода ВПС

$$\Sigma_{\text{tot}j} \Phi_j^{uv'} V_j = \sum_i \sum_{u'v'} P_{ij}^{u'v'uv} S_i^{u'v'}, \quad (4)$$

где $\Phi_j^{uv'}$ – момент потока; $P_{ij}^{u'v'uv}$ – так называемая обобщенная ВПС, имеющая смысл вероятности только для нулевого момента; $S_i^{u'v'}$ – обобщенный источник.

В блоке ПЕРСТ2 реализованы разложения по отдельности для угловой и пространственной зависимостям, т.е.

$$P_{ij}^{u'v'uv} = \frac{\Sigma_j}{4\pi V_i V_j} \int d\mathbf{r}_j \int d\mathbf{r}_i \frac{\exp(-\tau(\mathbf{r}_j, \mathbf{r}_i))}{(\mathbf{r}_j - \mathbf{r}_i)^2} Y^u(\Omega) Y^{u'}(\Omega) \chi_j^v(\mathbf{r}_j) \chi_i^{v'}(\mathbf{r}_i). \quad (5)$$

Если перейти от интегрирования по элементарным объемам к интегрированию

$$P_{ij}^{u'v'uv} = \begin{cases} \frac{\Sigma_j}{4\pi V_i} \int d\Omega \int_{\mathbf{h}(\Omega)} d\mathbf{h} \int_{t_j^{\text{in}}}^{t_j^{\text{out}}} dt_j \int_{t_i^{\text{in}}}^{t_i^{\text{out}}} dt_i \exp(-\tau(\mathbf{r}_j, \mathbf{r}_i)) Y^u(\Omega) Y^{u'}(\Omega) \chi_j^v(\mathbf{r}_j) \chi_i^{v'}(\mathbf{r}_i), & i \neq j; \\ \frac{\Sigma_j}{4\pi V_i} \int d\Omega \int_{\mathbf{h}(\Omega)} d\mathbf{h} \int_{t_i^{\text{in}}}^{t_i^{\text{out}}} dt_i \int_{t_i^{\text{in}}}^{t_i^{\text{out}}} dt' \exp(-\tau(\mathbf{r}', \mathbf{r}_i)) Y^u(\Omega) Y^{u'}(\Omega) \chi_i^v(\mathbf{r}_i) \chi_i^{v'}(\mathbf{r}'), & i = j, \end{cases} \quad (6)$$

где $\mathbf{H}(\Omega)$ – проекция системы на плоскость, перпендикулярную Ω ; \mathbf{h} – точка на $\mathbf{H}(\Omega)$, представляющая собой начало луча (\mathbf{h}, Ω) , определяемого в параметрическом виде – $\mathbf{r} = \mathbf{h} + t\Omega$; t^{in} – положение точки входа луча в зону; t^{out} – положение точки выхода луча из зоны; $d\mathbf{h}$ – элемент площади вокруг точки \mathbf{h} , находящейся на проекции $\mathbf{H}(\Omega)$.

Для простоты изложения будем рассматривать уравнение переноса в односкоростном приближении. В обобщенном методе ВПС поток в гомогенной зоне i представляется в виде ряда

$$\Phi(\mathbf{r}, \Omega) = \sum_{uv} Y^u(\Omega) \chi_i^v(\mathbf{r}) \Phi_i^{uv}; \mathbf{r} \in V_i, \quad (2)$$

где функции $Y^u(\Omega)$ и $\chi_i^v(\mathbf{r})$ представляют собой ортогональный набор функций от угла Ω и координаты \mathbf{r} с условием ортогональности

либо $\Phi(\mathbf{r}, \Omega) = \sum_u Y^u(\Omega) \Phi_i^u; \mathbf{r} \in V_i$ – для зависимости от координаты используется приближение “плоского” потока, а для зависимости от угла – набор сферических функций; либо $\Phi(\mathbf{r}, \Omega) = \sum_v \chi_i^v(\mathbf{r}) \Phi_i^v; \mathbf{r} \in V_i$ – по угловой переменной применяется приближение изотропного потока, а для зависимости от координаты – константа и линейная функция.

3.1. Расчёт обобщенных вероятностей

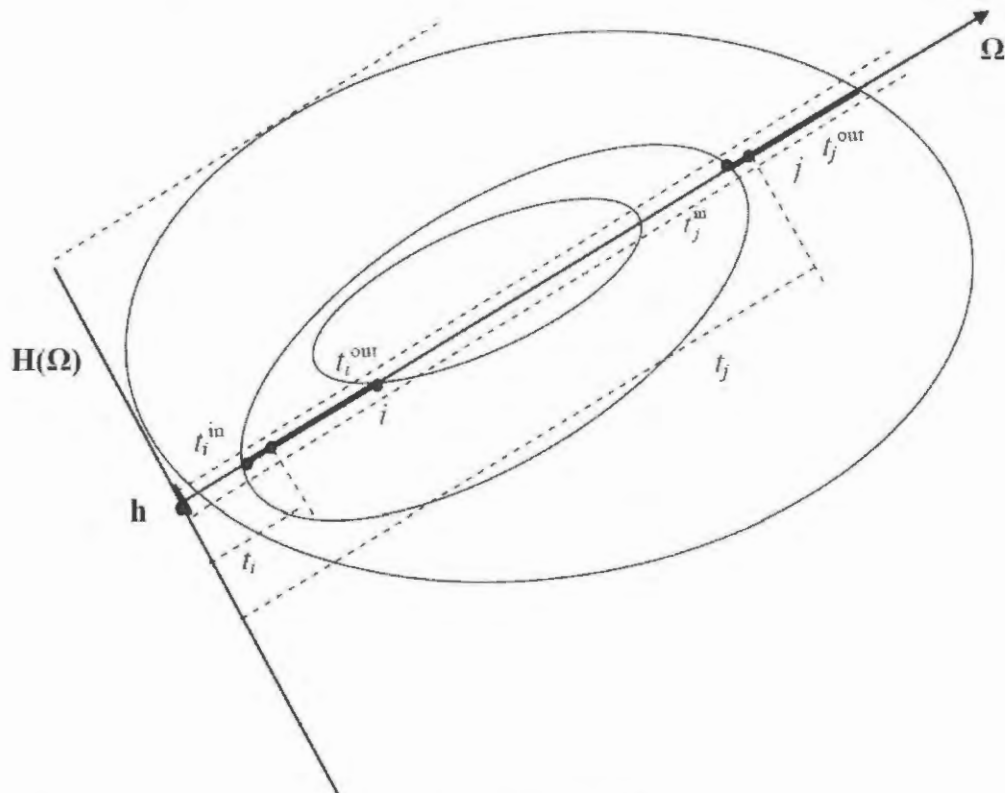
Обобщенная вероятность представляет собой двойной интеграл по пространству

вдоль лучей (см. рисунок), то выражение для вероятности записывается как

Выражение (6) для обобщенной вероятности удобно записать в виде

$$P_{ij}^{uv'v'} = \frac{1}{4\pi V_i \Sigma_i} \int d\Omega \int_{\mathbf{h}(\Omega)} d\mathbf{h} g_{ij}^{uv'v'}(\mathbf{h}, \Omega), \quad (7)$$

где функция $g_{ij}^{uv'v'}(\mathbf{h}, \Omega)$ представляет собой интеграл по переменным t_i и t_j .



К расчёту ВПС

Для заданного набора функций $Y^u(\Omega)$ и $\chi_j^v(\mathbf{r})$ выражение $g^{uu'vv'}(\mathbf{h}, \Omega)$ интегрируется аналитически, в результате чего расчёт обобщенной вероятности сводится к взятию интегралов $\frac{1}{4\pi V_i \Sigma_i} \int_{4\pi} d\Omega \int_{\mathbf{h}(\Omega)} d\mathbf{h} f(\mathbf{h}, \Omega)$ от заданной функции $f(\mathbf{h}, \Omega)$.

3.2. Интегрирование методом лучей

Для расчёта ВПС в пакете ПЕРСТ-5 используется метод, который в иностранной литературе [19, 20] называется "Ray tracing", далее называемый методом лучей. Сущность этого метода интегрирования заключается в следующем: через систему проводят сетку лучей, на каждом из которых вычисляют вклад в $g^{uu'vv'}(\mathbf{h}, \Omega)$. Суммарный интеграл получают усреднением значений, полученных на отдельных лучах.

Для построения сетки лучей применяются не регулярные разбиения, а так называемые ЛП, последовательности Соболя [21]. Интегрирование с помощью этих последовательностей аналогично интегрированию методом Монте-Карло с тем разли-

чем, что ошибка интегрирования обратно пропорциональна числу точек, а не корню квадратному от их числа. В результате получается следующая формула для расчёта вероятностей:

$$P_{ij\mu'}^g = \frac{1}{4\pi V_i \Sigma_i} \int_{4\pi} d\Omega \int_{\mathbf{h}(\Omega)} d\mathbf{h} g^{uu'vv'}(\mathbf{h}, \Omega) = \frac{1}{4\pi V_i \Sigma_i} \frac{S_{\text{sph}}}{N_r} \sum_m \omega(\Omega_m) g^{uu'vv'}(\mathbf{h}_m, \Omega_m), \quad (8)$$

где N_r – число лучей; Ω_m – направление m луча; $S_{\text{sph}} = \pi R_{\text{sph}}^2$ – площадь проекции описанной сферы на плоскость $\mathbf{H}(\Omega_m)$; $\omega(\Omega_m)$ – "вес" луча, зависящий от схемы выборки точек на описанной сфере.

Для проведения лучей и вычисления длин отрезков пересечения луча и зон используется универсальный геометрический модуль NCG [22] из свода MCU-5, рассчитывающий практически любые системы.

3.3. Метод интерфейсных токов

Обобщенный метод ВПС применяется для расчёта как небольших систем, так и целого реактора. Основным ограничением метода является резкий рост требуемой па-

мости при увеличении числа зон и порядка разложения. Метод позволяет рассчитывать на современных ПЭВМ около 3 000 зон в приближении "плоских" потоков и изотропных источников. Чтобы снизить потребность в памяти ЭВМ, используют особенности строения рассчитываемой системы. Для этого всю систему разбивают на одинаковые подсистемы – ячейки и для каждой ячейки получают уравнение ВПС с источником на границах ячейки. Для уравнений ВПС получаются следующие выражения:

$$\begin{aligned} \sum_j \Phi_j V_j &= \sum_i S_i P_{ij} + \sum_k J_k^{\text{in}} P_{kj}^{\text{sv}}, \\ J_k^{\text{out}} &= \sum_i S_i P_{ik}^{\text{vs}} + \sum_{k'} J_{k'}^{\text{in}} P_{k'k}^{\text{ss}}, \end{aligned} \quad (9)$$

где J_k^{in} , J_k^{out} – соответственно втекающий и вытекающий токи из границы Γ_k ячейки, K – число границ во всех ячейках.

В этих уравнениях, кроме ВПС P_{ij} , применяются вероятности прохождения P_{kj}^{sv} , P_{ik}^{vs} и $P_{k'k}^{\text{ss}}$, определенные так:

$$P_{kj}^{\text{sv}} = \frac{\sum_j \int d\Omega \int_{V_j} dr_j \exp(-\tau(r_j, r_k^{\text{in}}))}{\pi s_k 4\pi} \quad -$$

вероятность того, что нейтрон, влетевший через поверхность Γ_k площадью s_k , испытает первое столкновение в зоне i ;

$$P_{ik}^{\text{vs}} = \frac{1}{4\pi V_i 4\pi} \int d\Omega \int_V dr_i \exp(-\tau(r_k^{\text{out}}, r_i)) \quad -$$

вероятность того, что нейтрон, родившийся от однородного и изотропного источника в зоне i , вылетит без столкновений через поверхность Γ_k ;

$$g_{ij}(\mathbf{h}, \Omega) = \begin{cases} \exp(-\tau_{ij})(1 - \exp(-\Delta\tau_i))(1 - \exp(-\Delta\tau_j)), & i \neq j; \\ \Delta\tau_i - 1 + \exp(-\Delta\tau_i), & i = j, \end{cases} \quad (11)$$

где τ_{ij} – оптическое расстояние между отрезками i и j , $\Delta\tau_i$ – оптическая толщина отрезка i ;

$$g_{ij}^{2D}(\rho, \varphi) = \begin{cases} \text{Ki}_3(\tau_{ij}) - \text{Ki}_3(\tau_{ij} + \Delta\tau_i) - \text{Ki}_3(\tau_{ij} + \Delta\tau_j) + \text{Ki}_3(\tau_{ij} + \Delta\tau_i + \Delta\tau_j), & i \neq j; \\ \Delta\tau_i \text{Ki}_2(0) - \text{Ki}_3(0) + \text{Ki}_3(\Delta\tau_i), & i = j, \end{cases} \quad (12)$$

$$P_{k'k}^{\text{ss}} = \frac{1}{\pi s_{k'} 4\pi} \int d\Omega \int_{\Gamma_{k'}} ds(\mathbf{n}, \Omega) \exp(-\tau(r_k^{\text{out}}, r_{k'}^{\text{in}}))$$

– вероятность того, что нейтрон, влетевший из однородного и изотропного источника на поверхности $\Gamma_{k'}$, вылетит через поверхность Γ_k .

Токи J_k^{in} и J_k^{out} , втекающие и вытекающие через границы ячейки, связываются матричным соотношением $\mathbf{J}^{\text{in}} = \mathbf{A}\mathbf{J}^{\text{out}}$. Вышеприведенные уравнения позволяют найти потоки методом итераций без построения единой матрицы вероятностей для всей системы. Этот метод получил название метода интерфейсных токов [19].

Приведенные уравнения метода интерфейсных токов используют предположение изотропности потока на границах ячеек. Если это приближение не выполняется, то применяется обобщенный метод интерфейсных токов [13], в котором уравнения записываются через обобщенные вероятности прохождения $P_{kj}^{\text{sv}u'v'00}$, $P_{ik}^{\text{vs}00uv}$ и $P_{k'k}^{\text{ss}u'v'uv}$:

$$\begin{aligned} \sum_j \Phi_j V_j &= \sum_i S_i P_{ij} + \sum_k \sum_{u'=0}^U \sum_{v'=0}^V J_{ku'v'}^{\text{in}} P_{kj}^{\text{sv}u'v'00}, \\ J_{kuv}^{\text{out}} &= \sum_i S_i P_{ik}^{\text{vs}00uv} + \sum_{k'} \sum_{u'=0}^U \sum_{v'=0}^V J_{ku'v'}^{\text{in}} P_{k'k}^{\text{ss}u'v'uv}. \end{aligned} \quad (10)$$

3.4. Расчёт вероятностей в различных приближениях

Вид функции $g_{ij}^{uu'vv'}(\mathbf{h}, \Omega)$ зависит от конкретного приближения. Ниже приведены выражения для этой функции в наиболее часто используемых приближениях:

1) приближение "плоского" потока и изотропного источника в трехмерной геометрии

2) приближение "плоского" потока и изотропного источника в двумерной геометрии

где функция Бикли n -го порядка $Ki_n(\tau)$ [23] определяется как

$$Ki_n(\tau) = \int_0^{\pi/2} d\theta \sin^{n-1} \theta \exp\left(-\frac{\tau}{\sin \theta}\right),$$

$$Ki_2(0) = 1, \quad Ki_3(0) = \pi/4;$$

3) приближение "плоского" потока и анизотропного P_n рассеяния в трехмерной геометрии

$$g_{ij}^{uu'}(\mathbf{h}, \Omega) = Y^u(\Omega) Y^{u'}(\Omega) g_{ij}(\mathbf{h}, \Omega), \quad (13)$$

где функции $Y^u(\Omega)$ представляют собой сферические функции

$$Y^u(\Omega) = Y_{lm}(\Omega) = K_{lm} P_{|m|}(\cos \theta) \psi_m(\varphi),$$

причем $0 < l < L$ и $-l < m < l$ [24];

$$T_{ij}(Ki_{kmm'}) = \begin{cases} Ki_{kmm'}(\tau_{ij}) - Ki_{kmm'}(\tau_{ij} + \Delta\tau_i) - Ki_{kmm'}(\tau_{ij} + \Delta\tau_j) + Ki_{kmm'}(\tau_{ij} + \Delta\tau_i + \Delta\tau_j), & i \neq j; \\ \Delta\tau_i Ki_{kmm'-1}(0) - Ki_{kmm'}(0) + Ki_{kmm'}(\Delta\tau_i), & i = j; \end{cases} \quad (15)$$

l и m соответствуют u , а l' и $m' - u'$;

5) приближение "плоского" потока и P_1 рассеяния в двумерной геометрии

$$g_{ij}^{2D00'}(\rho, \varphi) = T_{ij}(Ki_3),$$

$$g_{ij}^{2D10'}(\rho, \varphi) = \sqrt{3} T_{ij}(Ki_4) \cos \varphi,$$

$$g_{ij}^{2D11'}(\rho, \varphi) = 3 T_{ij}(Ki_5) \cos^2 \varphi,$$

$$g_{ij}^{2D20'}(\rho, \varphi) = \sqrt{3} T_{ij}(Ki_4) \sin \varphi,$$

$$g_{ij}^{2D20''}(\rho, \varphi) = 3 T_{ij}(Ki_5) \cos \varphi \sin \varphi,$$

$$g_{ij}^{2D22'}(\rho, \varphi) = 3 T_{ij}(Ki_5) \sin^2 \varphi;$$

б) приближение изотропного рассеяния и линейного по высоте потока

для разных зон $g_{ij}^{u'u}(\mathbf{h}, \Omega) = \kappa_i^{u'0} \kappa_j^{0u} g_{ij}^{00}$, $u = 0, 1$, где коэффициенты κ_j^{01} и κ_i^{10} выра-

жаются как $\kappa_i^{10} = \alpha_i + \frac{\varepsilon_i}{\Delta\tau_i} \frac{g_{ii}^{00}}{(1 - \exp(-\Delta\tau_i))}$,

$$\kappa_j^{01} = \alpha_j + \varepsilon_j \frac{g_{jj}^{00}}{\Delta\tau_j (1 - \exp(-\Delta\tau_j))},$$

и одинаковых зон

$$g_{ii}^{10} = \alpha_i g_{ii} - \varepsilon_i g_{ii} / \Delta\tau_i + \varepsilon_i \Delta\tau_i / 2,$$

$$g_{ii}^{01} = \alpha_i g_{ii} + \varepsilon_i g_{ii} / \Delta\tau_i + \varepsilon_i g_{ii} - \varepsilon_i \Delta\tau_i / 2,$$

$$g_{ii}^{11} = \alpha_i (\alpha_i + \varepsilon_i - \varepsilon_i / \Delta\tau_i) g_{ii} - (\varepsilon_i / \Delta\tau_i) g_{ii}^{01} + \varepsilon_i^2 \Delta\tau_i / 3.$$

4) приближение "плоского" потока и анизотропного P_n рассеяния в двумерной геометрии

$$g_{ij}^{2Duu'}(\rho, \varphi) = \psi^m(\varphi) \psi^{m'}(\varphi) \times$$

$$\times \sum_{k=0}^{(l-m+l'-m')/2} \tilde{a}_{lm;l'm'}^k T_{ij}(Ki_{kmm'+3}), \quad (14)$$

$$\text{где } \psi^m = \begin{cases} 1, & m = 0; \\ \cos(m\varphi), & -l \leq m \leq l; \\ \sin(m\varphi), & 1 \leq m \leq l; \end{cases}$$

$\tilde{a}_{lm;l'm'}^k$ - коэффициенты;

3.5. Расчёт обобщенных вероятностей в центрально-симметричных системах

В методе ВПС центральная симметрия системы приводит к уменьшению порядка тензора вероятностей (8). Это свойство особенно актуально в обобщенном методе ВПС, поскольку в ходе практических расчётов выяснилось, что именно память ЭВМ ограничивает применимость метода. В симметричных зонах потоки и источники будут одинаковыми, но это условие не выполняется для коэффициентов разложения.

В результате преобразований получают следующие выражения для обобщенных анизотропных вероятностей в системе с поворотной симметрией:

$$P_{ij}^{\text{sim}l'm'lm} = \sum_{n=0}^{2\pi/\alpha-1} \left(P_{i_{\alpha j}}^{l'm'lm} \cos(m'n\alpha) + P_{i_{\alpha j}}^{l'(-m')lm} \sin(m'n\alpha) \right),$$

где l, m - моменты разложения по набору сферических функций, α - угол поворота.

Соответственно функция $g_{ij}^{\text{sim}l'm'lm}(\mathbf{h}, \Omega)$ в симметричной системе рассчитывается как

$$g_{ij}^{\text{sim}l'm'lm}(\mathbf{h}, \Omega) = g_{i_{\alpha j}} Y_{l|m|}^{l'm'}(\theta) Y_{l|m|}(\theta) \times$$

$$\times \sum_{n=0}^{2\pi/\alpha-1} \left(\psi_m(\varphi_{i_{\alpha j}}) \psi_{m'}(\varphi_{i_{\alpha j}}) \cos(m'n\alpha) + \psi_{(-m)}(\varphi_{i_{\alpha j}}) \psi_{(-m')}(\varphi_{i_{\alpha j}}) \sin(m'n\alpha) \right),$$

где $Y_{l|m}(\theta)$ – полярная составляющая сферической функции; $\Omega = (\theta, \varphi_j)$ – угол части луча, на которой лежит отрезок j ; $i_{n\alpha}$ – номер отрезка в секторе, полученном поворотом сектора симметрии на угол $n\alpha$; $\Omega_{i_{n\alpha}} = (\theta, \varphi_{i_{n\alpha}})$ – угол той части луча, на которой лежит отрезок $i_{n\alpha}$.

3.6. Решение уравнения переноса итерационным методом GMRES

Для решения линейной системы уравнений переноса метода ВПС используются как прямые, так и итерационные методы, а также их комбинация. Чаще всего алгоритм состоит из прямой части, решающей систему уравнений в пределах одной группы, и блока итераций. Такой подход оказывается продуктивным, поскольку метод ВПС обычно применяется для расчёта небольших систем (менее 1000 зон).

В ходе эксплуатации программы стали производиться расчёты систем с числом зон в несколько тысяч, что привело к неприемлемому росту оперативной памяти и резкому увеличению времени счёта. В результате принято решение реализовать итерационный метод GMRES, основанный на подпространствах Крылова.

Преимущество метода GMRES проявляется при решении очень больших линейных систем уравнений с разреженной матрицей коэффициентов, поскольку способ задания матрицы определяется программой перемножения матрицы и вектора. Использование такого алгоритма дает ощутимый выигрыш в памяти и быстродействии, так как матрица вероятностей в большой системе оказывается сильно разреженной.

3.7. Расчёт коэффициентов диффузии

Отличительной особенностью пакета ПЕРСТ-5 служит возможность расчёта средних и направленных коэффициентов диффузии методом утечки Бенуа. Направленные коэффициенты диффузии определяются как с учетом, так и без учета угловых корреляций между пробегами нейтрона [25]. Для этого применяются “анизотроп-

ные” вероятности, вычисляемые блоком расчёта обобщенных вероятностей.

4. Расчёт выгорания

Рабочие программы пакета ПЕРСТ-5 кроме распределения потока нейтронов рассчитывают процесс выгорания топлива. Для этого рабочие программы используют собственные методы решения и данные о взаимопревращении элементов.

Комплекс ТВС-М + ПЕРСТ2 рассчитывает изменение концентраций 21-го делящегося изотопа и 99-ти осколков деления методом Рунге-Кутты пятого порядка [12].

В программе GETERA10 определяются концентрации 120-ти делящихся элементов и осколков деления методом матричной экспоненты [16]. Программа MCU-FCP/3 применяет модуль выгорания BURNUP-5 свода MCU-5 [18].

5. Банки данных и библиотеки

В пакете ПЕРСТ-5 используются два набора библиотек. Одна основана на библиотеке комплекса MCU, в другой применяются библиотека БНАБ93 и комплекс CONSYST.

1) Библиотека MCUIDB + FCPDAT

Банк FCPDAT ядерных данных содержит информацию для 282-х изотопов. В него входят только те библиотеки банка DLC/MCUDAT-2.2 [26, 27], которые содержат сечения в групповом представлении. Кроме того созданы специализированные библиотеки с микросечениями в многогрупповом представлении. Эти библиотеки содержат:

- угловые моменты ($l = 0...5$) сечения рассеяния упругих переходов, нормированные на полное сечение рассеяния в группе;
- групповые спектры деления актиноидов во всей области энергии;
- групповые микросечения в резонансной области энергии, рассчитанные методом Монте-Карло.

Матрицы упругого рассеяния библиотек рассчитывались методом Монте-Карло с использованием автономного запуска фи-

зического модуля пакета программ MCU-REA [10].

Библиотека FSP содержит спектры деления делящихся изотопов. Энергетическая зависимость описывается спектром Уатта [26]. Расчёт спектров деления проводился с применением стандартной подпрограммы численного интегрирования с автоматическим выбором шагов.

Библиотека GRC содержит групповые микросечения в резонансной области энергии, рассчитанные методом Монте-Карло. Эта библиотека служит единственным проблемно-ориентированным разделом в банке данных FCPDAT. Групповые сечения изотопов рассчитываются по программе MCU-REA в характерной для данного реактора геометрии тепловыделяющей сборки (ТВС). В библиотеке групповые сечения представлены в виде таблиц в зависимости от положения твэла в сборке, температуры топлива, плотности теплоносителя и концентрации изотопа (выгорания).

Сечения затабулированы с таким шагом, чтобы для выборки сечений использовать линейно-линейную интерполяцию. Коэффициенты полинома находятся методом [28]. Полином строится по формуле

$$\sigma(x, y, z) = \sum_{k=0}^K \sum_{l=0}^L \sum_{m=0}^M A_{klm} x^k y^l z^m, \quad (k+l+m) \leq N,$$

где x, y, z – параметры расчёта.

Таким образом, сечения, полученные методом Монте-Карло с ненулевой статистической погрешностью, представляются в виде гладкой функции трех параметров. В настоящее время создана промышленная версия библиотеки GRC, которая содержит сечения резонансных нуклидов, входящих в материалы практически всех существующих на сегодняшний день типов ячеек РБМК. Методика подготовки библиотеки для РБМК описана в работе [29]. Изложенные подходы подготовки исключают константную составляющую погрешности по сравнению с MCU-4.

2) Библиотека BNAB93 + CONSYST

Вторым источником групповых сечений является библиотека БНАБ93 [17]. Она содержит сечения в 299-групповом разбиении,

из которых 78 групп находятся ниже 4 эВ. При подготовке групповых сечений по библиотеке БНАБ93 применяется комплекс CONSYST, который может быть подключен к программе двумя способами. В первом комплекс подключается как составная часть, во втором случае CONSYST работает как отдельная программа.

3) Внешние файлы сечений

Пакет ПЕРСТ-5 может вести расчёты с использованием групповых макросечений, считанных из файла. Эта возможность применяется для расчётов в ультратонком групповом и подгрупповом разбиении, а также функционирования транспортного блока в составе других программ.

Для расчётов на ультратонкой групповой сетке или в подгрупповом приближении физический блок пакета готовит входной файл с концентрациями изотопов для комплекса CONSYST, который в свою очередь подготавливает файл с подгрупповыми сечениями в формате ANYSN [30]. На следующем запуске транспортного блока сечения считываются из файла ANYSN и проводится транспортный расчёт.

6. Блоки и модули, обзор строения пакета

В строении пакета ПЕРСТ-5 использовался опыт программирования комплекса MCU. В частности, взята идея разделения всего кода на независимые блоки, обменивающиеся данными путем интерфейсных программ. Каждый блок имеет личный (PRIVATE) набор данных, доступ к которому невозможен из других блоков. Такой способ построения программы позволяет добиться максимальной независимости отдельных смысловых частей и допускает их простую комбинацию и замену.

Различные версии блока могут иметь и разную реализацию данных. Важно лишь сохранить структуру данных, передаваемых интерфейсными программами. На практике удобно иметь некоторую постоянную структуру основных данных, участвующих в интерфейсе. Кроме них блок содержит дан-

ные, структура и значения которых зависят от реализации блока.

Понятие блока частично совпадает с термином модуль в языке ФОРТРАН-95. Основные характерные данные и программы хранятся в виде модулей Фортрана. Кроме того в блок входят программы, не описанные в модуле, но по смыслу связанные с модулем и его данными. Поэтому блоки состоят из основного модуля и ряда вспомогательных программ и модулей. В комплексе MCU для обозначения такой структуры применяется термин МОДУЛЬ. В пакете ПЕРСТ-5, чтобы не пересекаться с терминологией Фортрана, используется термин БЛОК.

В табл. 1 перечислены основные блоки пакета ПЕРСТ-5. Их подробное описание приведено ниже.

Таблица 1. Основные блоки пакета ПЕРСТ-5

Блок	Описание
MONITOR	Блок управления
IKS	Блок входных данных
XS	Физический блок
GM	Геометрический блок
ПЕРСТ2	Транспортный блок
SERV	Блок обработки вычислений
E	Блок оборудования
MATH	Библиотека математических функций

Блок *МОНИТОР* управляет порядком вызова программ и определяет модель вычислений. Для управления применяется язык команд с входными данными.

Блок *IKS входных данных* осуществляет ввод данных и их первичную обработку. Он устанавливает значения по умолчанию и передает введенные данные в другие блоки.

Физический блок XS служит для подготовки групповых сечений взаимодействия нейтронов в материалах. Сечения в блоке XS готовятся следующими способами:

- рассчитываются на основе библиотеки MCU в 63-х группах, блокировка сечений учитывается с помощью проблемно-ориентированной библиотеки GRC;
- рассчитываются комплексом CONSYST в 299-ти группах, блокировка сечений

учитывается через факторы Бондаренко и Данкова;

- считываются из файла в различных форматах.

Транспортная коррекция полного сечения происходит на этапе подготовки сечений. В дальнейшем программа оперирует транспортным сечением вместо полного.

Геометрический блок GM предназначен для определения геометрических параметров системы, необходимых для работы других блоков. Данные определяются на основании параметров, хранящихся в массивах блока и зависящих от конкретной модели геометрического блока.

Специфические программы геометрического блока участвуют в определении объемов и вычислении вероятностей. Эти программы пересекаются с программами физического и транспортного блоков, поскольку для вычисления вероятностей требуются сечения из физического модуля, а выделение памяти под вероятности происходит в транспортном модуле.

Транспортный блок ПЕРСТ2 решает задачу переноса, рассчитывая потоки нейтронов и коэффициент размножения системы методом ВПС. В блоке ПЕРСТ2 используются модуль ANIS, рассчитывающий параметры, необходимые при обобщенном анизотропном расчёте, и модуль LIN, подготавливающий данные для обобщенной модели полиномиального разложения потока.

Блок *SERV обработки вычислений* осуществляет обработку и печать в файл результатов вычислений: гомогенизированные и конденсированные сечения, скорости реакций, потоки и объемы. Печать осуществляется в разных форматах. Кроме того, блок осуществляет передачу результатов расчёта в программу FIN, применяемую для постобработки данных программы MCU-FCP.

Блок *E оборудования* осуществляет работу с бесформатными файлами, запускает таймер и т.п. Блок E состоит из программ модуля оборудования пакета MCU и программ, работающих с файлами программы GETERA93. В него также входят программы таймера и обработки ошибок.

Таблица 2. Функциональные возможности программ, собранных на основе пакета ПЕРСТ-5

Программа	Тип реактора	Подготовка мультигрупповых сечений комплексом CONSYST	Подготовка групповых сечений БНАБ-MCU + библиотека GRS	Расчёт ВПС в одномерной геометрии + расчёт методом интерфейсных токов	Расчёт ВПС методом лучей	Решение методом обобщенных ВПС
MCU-FCP/3	РБМК	-	+	-	+	-
ТВСМ/ПЕРСТ	ВВЭР	-	-	-	+	+
Getera10	Тепловые реакторы	+	-	+	+	+

Библиотека *MATH* вспомогательных программ, включая библиотеку математических функций, состоит из программ и модулей, используемых при математических операциях: операции с матрицами в разных форматах, вычисление функций Бикли, интегральных экспонент, функции интерполяции и др.

7. Специализированные рабочие программы

Как сказано во введении, из блоков пакета ПЕРСТ-5 собираются три специализированные рабочие программы. Их общее описание и функциональные возможности приведены в табл. 2.

8. Расчёт РБМК

В настоящем разделе изложены результаты верификации программы MCU-FCP/3 применительно к нейтронно-физическим расчётам ячеек и полаячек РБМК-1000 в дву- и трехмерной геометриях [11, 31]. Верификация программы MCU-FCP/3 основана на сравнении с прецизионной аттестованной программой MCU-REA/1.1.

Кроме того малогрупповые коэффициенты диффузии, полученные по MCU-FCP/3 для ячейки РБМК-1000 с уран-эрибиевым топливом 2,8 %, сравнивались с константами по программе WIMS. Коэффициенты диффузии по обеим программам вычислялись методом утечки Бенуа без учета угловой корреляции между пробегами нейтрона. Отличие в коэффициентах диффузии не превышает 2 %.

Оцениваемая точность программы MCU-FCP/3 по сравнению с MCU-REA/1.1 следующая (расчёт состояний с заданным изотопным составом):

- 0,3 % для K_{eff} двумерных ячеек РБМК с топливными каналами;
- 0,6 % для K_{eff} двумерных полаячек РБМК с топливными и нетопливными каналами;
- 0,5 % для K_{eff} трехмерных ячеек и полаячек РБМК;
- 5 % в эффекте Доплера;
- 10 % в эффекте обезвоживания.

По результатам верификации можно заключить, что программа MCU-FCP/3 с библиотекой констант FCPDAT может быть отнесена к классу программ повышенной точности для расчёта нейтронно-физических характеристик (НФХ) ячеек и полаячек РБМК в процессе кампании.

9. Расчёт ВВЭР

В разделе приведены предварительные результаты верификации программы ПЕРСТ2 в составе комплекса ТВС-М применительно к нейтронно-физическим расчётам ячеек и ТВС ВВЭР в двумерной геометрии, а также экспериментам на критической сборке ZR6. Верификация основана на сравнении с прецизионной аттестованной программой MCU-REA/1.1.

Оцениваемая точность программы ТВС-М + ПЕРСТ2 по сравнению с MCU-REA/1.0 следующая:

1) ВВЭР-1000

- 0,3 % для K_{eff} ТВС со свежим урановым топливом;

- 0,4 % для K_{eff} ТВС с выгоревшим урановым топливом;
- 0,5 % для K_{eff} ТВС со свежим МОХ топливом;
- 0,6 % для K_{eff} ТВС с выгоревшим МОХ топливом;
 - 2) ВВЭР-440
- 0,2 % для K_{eff} ТВС со свежим урановым топливом;
 - 3) ZR6
- 0,2 % для K_{eff} однородных цилиндрических сборок со свежим урановым топливом.

10. Примеры применения обобщенного ВПС

Учёт неравномерности потока по высоте зоны в обобщенном методе ВПС

Расчёты трехмерных ТВС ВВЭР показали, что при использовании приближения “плоских” потоков коэффициент размножения сходится при высоте зоны около санти-

метра и числе 350 зон, в то же время линейное приближение дает приемлемый результат уже при пяти зонах толщиной 70 см. Таким образом, применение линейного приближения значительно экономит память, а также сокращает время расчёта.

Учёт анизотропии рассеяния в обобщенном методе ВПС

Расчёты показали, что в ТВС ВВЭР без поглотителя учёт анизотропии источников в P_n приближении практически не влияет на результат по сравнению с транспортным приближением. Учёт анизотропии дает эффект в системах с поглотителями или на границе ТВС с отражателем.

11. Приложение. Программные единицы

Основные программные единицы, входящие в состав блоков, перечислены в таблице.

Т а б л и ц а модулей и программных единиц пакета ПЕРСТ-5

Название программной единицы	Функция	Описание программной единицы
ФИМБРОЭН	Расчёт групповых сечений в эпитепловой области (23 группы)	Подмодуль составного физического модуля
МОФИТТГ	40-групповые сечения для области термализации с границей 1 эВ	Многогрупповое транспортное приближение Подмодуль составного физического модуля
GroRes	Подготовка заблокированных микро-сечений в эпитепловой области	Использует проблемно-ориентированную библиотеку GRC
CONSYST	Расчёт макросечений в мультигрупповом разбиении (299 групп)	Использует сечение разбавления, подготовленное внешней программой
РЕШТУ	Программа решения уравнения переноса методом ВПС	Использует готовые матрицы вероятности в сжатом виде
ВЕПС2	Расчёт вероятности столкновений и прохождения	Использует метод лучей, может вести расчёт обобщенных вероятностей
PROGET	Расчёт вероятности столкновений и прохождения	Рассчитывает вероятности в одномерной геометрии
SERV	Программа расчёта функционалов	Рассчитывает различные функционалы потока и сечений, может подготавливать свернутые сечения в виде, пригодном для последующего использования транспортным блоком
Программы генерации библиотек GRC и ELSM	USER_VPS в составе MCU-REA/1 Модуль PHEAN пакета MCU-REA/1	Рассчитывает таблицу сечений для данного типа реактора Рассчитывает матрицы моментов (1...5) упругого рассеяния для изотопов

Заключение

Описан пакет прикладных программ ПЕРСТ-5, в котором для решения транспортного уравнения переноса нейтронов используется метод ВПС в произвольных дву- и трехмерных системах. Из модулей пакета собираются следующие рабочие программы:

1) MCU-FSP/3 для расчёта НФХ в ячейках и поляячейках РБМК, анизотропия рассеяния учитывается в транспортном приближении;

2) ПЕРСТ2 для расчёта НФХ в ячейках и поляячейках ВВЭР, в двумерной геометрии анизотропия рассеяния учитывается в P_N приближении до P_5 включительно;

3) GETERA10 для расчёта НФХ в ячейках и поляячейках тепловых реакторов без применения проблемно-ориентированной библиотеки GRC.

Данные рабочие программы используются вместе с банком данных FCPDAT, библиотекой БНАБ93 и комплексом CONSYST, содержащих библиотеки сечений в многогрупповом и мультигрупповом представлениях, соответственно.

Реализация метода ВПС наряду с методом Монте-Карло в пакете прикладных программ MCU-5 на единой базе ядерных данных создала отечественную замкнутую систему прецизионных кодов и кодов повышенной точности для расчётов и подготовки нейтронно-физических констант, ориентированную на решение задач обоснования безопасности и сопровождения эксплуатации РБМК и ВВЭР.

Список литературы

1. *Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell P.B.* A general description of lattice code WIMS // J. of the Brit. nuclear energy soc., 1966, vol. 5, p. 564–585.
2. *Sanchez R. et al.* APOLLOII: A user-oriented, portable, modular code for multigroup transport assembly calculations // Nucl. Sci. Eng., 1998, vol. 100, p. 352.
3. *Casal J.J., Stamm'ler R.J.J., Villarino E.A., and Ferri A.A.* HELIOS: Geometric Capabilities of New Fuel – Assembly Program / Proc. Int. Topical Meeting. Advances in Math., Comp. and Reactors Physics, Pittsburg, 1991.
4. *Гомин Е.А., Майоров Л.В.* О расчете вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 8(21), с. 62–69.
5. *Гомин Е.А., Майоров Л.В.* Программа ВЕПС для расчета вероятностей первых столкновений в трехмерных системах. Препринт ИАЭ-4207, 1985.
6. *Гомин Е.А.* Аннотация программы ПЕРСТ // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 4, с. 57–59.
7. *Тебин В.В., Борисенков А.Э.* Комплекс программ САПФИР-2006 для расчёта полномасштабных активных зон реакторов ВВЭР методом Монте-Карло // Вестник СГТУ, 2006, вып. 5, № 4(20).
8. *Повещенко Т.С.* Развитие метода вероятностей первых столкновений для расчета ячеек реакторов. Автореф. дис. на соиск. учен. степ. к.ф.-м.н. М.: ИАЭ, 1995.
9. *Гомин Е.А., Гуревич М.И., Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М., Юдкевич М.С.* Программа MCU-FSP для расчёта переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений // Атомная энергия, 2008, том 105, вып. 2, август, с. 67–72.
10. *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., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.* Программа MCU-REA с библиотекой констант DLC/MCU DAT-2.1 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с. 55–62.
11. *Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М.* Верификация программы MCU-FSP для расчета малогрупповых констант реактора РБМК-1000. Доклад на 15-м семинаре по проблемам физики реакторов (“Волга-2008”). 2-6 сентября 2008 г.
12. *Сидоренко В.Д., Большагин С.Н., Бычков С.А., Лазаренко А.П., Рубин И.Е., Днепровская Н.М., Абагян Л.П., Юдкевич М.С.* Паспорт программы ТВС-М, регистрационный номер ПС № 239 в ЦОЭП РНЦ КИ, 31.07.2006.
13. *Takahashi H.* Approximation for Calculation of the Generalized First-Flight Collision Probability // Nucl. Sci. Eng., 1966, vol. 26, p. 254–261.
14. *Повещенко Т.С., Шевелев Я.В.* Полиномиальная аппроксимация потока нейтронов в методе вероятностей первых столкновений // Атомная энергия, 1980, т. 48, вып. 2, с. 80–84.
15. *Гуревич М.И., Калугин М.А., Пряничников А.В., Тельковская О.В., Шкаровский Д.А.* Алгоритмы расчета компонент транспортного тен-

зора в обобщенном методе вероятностей первых столкновений // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 3–10.

16. **Пряничников А.В.** Описание программы GETERA // Там же, вып. 3, с. 63–77.

17. **Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.** Система групповых констант БНАБ-93. Ч. 1: нейтронные и фотонные ядерные константы // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1996, вып. 1.

18. **Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.** Статус MCU-5 // Там же. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, настоящий выпуск.

19. **Sanchez R. and McCormick N.J.** A Review of Neutron Transport Approximations // Nuc. Sci. Eng., 1982, vol. 80, p. 508–527.

20. **Villarino E.A., Stamm'ler R.J.J., A.A. Ferri, and Casal J.J.** HELIOS: Angularly Dependent Collision Probabilities // Nucl. Sci. Eng., 1992, vol. 112, p. 16–32.

21. **Соболь И.М.** Многомерные квадратурные формулы и функции Хаара. М.: Наука, 1969.

22. **Гуревич М.И., Пряничников А.В.** Алгоритмы геометрического модуля NCG // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, настоящий выпуск.

23. **Bickley W.C. and Naylor J.** // Phil. Mag., 1935, vol. 20, p. 343–347.

24. **Янке Е., Эмде Ф., Леш Ф.** Специальные функции. Формулы, графики, таблицы. Пер. с нем. М.: Наука, 1968.

25. **Григорьев И.С., Новиков В.М.** Диффузия нейтронов в гетерогенных средах. М.: Атомиздат, 1966.

26. **Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. и др.** Программа MCU-REA/1 с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.2. Е.А. Го м и н, Л.В. М а й о р о в (ред.). Отчет ИЯР РНЦ КИ инв. № 36/16-2006. М.: 2006.

27. **Гомин Е.А.** Статус MCU-4 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6–32.

28. **Силин И.Н.** Поиск максимума функции правдоподобия методом линеаризации. В сб. “Статистические методы в экспериментальной физике”. Пер. с англ. В.С. Курбатова. Под ред. Тяпкина А.А. М.: Атомиздат, 1976, с. 319–326.

29. **Жирнов А.П., Калугин М.А., Рождественский И.М., Юдкевич М.С.** Библиотека нейтронных констант программы MCU-FCP, предназначенной для решения уравнения переноса нейтронов методом вероятностей первых столкновений. Доклад на 18-м семинаре “Нейтроника-2007”, 30 октября – 2 ноября 2007 г., Обнинск.

30. **Engle W.W.** A user's manual for ANISN / Union Carbide Corporations, Rep. K-1693, 1967.

31. **Калугин М.А., Олейник Д.С., Пряничников А.В.** Верификация программы MCU-FCP применительно к расчету ячеек и полиячеек реакторов РБМК-1000 в двумерной и в трехмерной геометрии. Отчет РНЦ КИ инв. № 36-03/32-08 от 14.11.2008.

Контактная информация –

Пряничников Александр Вениаминович, с. н. с., тел. (499)196-96-43, e-mail: prianik@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011. вып. 4,
с. 29–41.

Алгоритмы геометрического модуля NCG

М.И. Гуревич, А.В. Пряничников,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 21.04.2010 г.

Описаны методы и алгоритмы универсального геометрического модуля NCG, который применяется в семействе программ MCU, основанных на методе Монте-Карло и предназначенных для решения уравнений переноса частиц. Для описания геометрии системы и расчёта траекторий используются универсальный комбинаторный метод тел, метод сетей, а также методы выровненных сечений и зернистых структур.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, геометрический модуль, комбинаторная геометрия, луч, метод тел.

Algorithm Description of NCG Geometrical Module. *M.I. Gurevich, A.V. Pryanichnikov, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.*

The methods and algorithms of NCG geometrical module are described. NCG geometrical module is used in MCU code system, which calculates transport of particles by Monte Carlo method.

Key Words: Monte Carlo Method, Geometrical Module, Combinatorial Geometry, Ray, Body Method.

Введение

В настоящее время для расчёта переноса частиц в системах со сложной геометрией широко применяется метод Монте-Карло (ММК) [1]. Он позволяет обходиться практически без приближений, хотя и требует значительного времени счёта. Этот метод основан на статистическом моделировании процессов переноса и взаимодействия отдельных частиц. Для моделирования траектории частицы используются специальный способ описания геометрии и программная единица, определяющие место рождения и столкновения частицы, длину ее траектории и т.п. Такая программная единица получила название "геометрический модуль" (ГМ).

Для описания геометрии система разбивается на конечные зоны, определенные различными способами. Например, можно задать пространственную сетку, как это делается в детерминистских программах (диффузионных, S_n , P_n), или определить зоны в виде заданных фигур, например, шестиугольников с отверстиями и т.п. Однако такое определение зон не обладает универсальностью, хотя и позволяет создать быстросействующий алгоритм [2]. В то же время ММК в принципе универсален и не связан с определенной геометрией.

В связи с этим большое распространение получили универсальные ГМ, способные описать практически любую систему [3, 4]. В универсальных ГМ каждая зона определена с помощью поверхностей не более чем второго порядка. Как исключение могут быть запрограммированы поверхности более высокого порядка, например, тороид [3]. Это ограничение на форму поверхности связано с тем, что для определения точки пересечения траектории частицы и поверхности необходимо быстро решать уравнение, описывающее поверхность.

Способ описания геометрии, принятый в универсальных ГМ, получил название комбинаторной геометрии (КГ), где каждая зона описывается комбинацией геометрических объектов, связанных операциями теории множеств. Не следует путать понятие КГ геометрического модуля с другим общепринятым и устоявшимся термином КГ в теории дискретной математики [5]. Различаются две математически эквивалентные разновидности метода КГ: метод тел и метод поверхностей.

В методе тел в качестве примитивов, из которых "собирается" зона, выступают простейшие тела: шар, параллелепипед, пирамида и т.п. Обязательным свойством тела служит его выпуклость. Кроме конечных

тел рассматриваются и бесконечные, такие как бесконечный цилиндр, полуплоскость, угол и т.п. Каждое тело описывается набором параметров, полностью определяющих тело и его положение в пространстве. Поверхности тела не задаются, а подразумеваются через параметры тела.

В методе поверхностей каждая зона описывается как набор поверхностей, заданных уравнениями

$$f_i(\mathbf{r}) = 0, \quad (1)$$

где \mathbf{r} – координата точки. Это уравнение определяет не только поверхность, но и разбивает все точки пространства на положительные, для которых выполняется условие $f_i(\mathbf{r}) > 0$, и отрицательные – $f_i(\mathbf{r}) < 0$.

Методы поверхностей и тел эквивалентны, поскольку можно считать, что уравнение $f_i(\mathbf{r}) = 0$ определяет тело, состоящее из отрицательных или, наоборот, положительных точек, а зона определяется как пересечение тел, определенных уравнениями поверхностей.

ГМ может комбинировать методы тел и поверхностей, как это сделано в программе MCNP [3], где тело описывается набором поверхностей со знаком, а зона определяется комбинацией тел. Исторически сложилось, что для ГМ-пакета прикладных программ MCU [6] выбран метод тел, близкий к методу, применяемому в программе KENO [4]. ГМ использует также регулярные сети, методы выровненных сечений и зернистых структур, которые будут описаны далее.

Часть излагаемого материала дана в работе [7]. Однако эта работа была написана более 15 лет назад, и с тех пор появились некоторые новые алгоритмы.

1. Основные определения

Геометрия системы описывается через комбинацию тел. Тело – элементарная выпуклая область пространства, например, шар, параллелепипед, полупространство и т.д. Расчёт переноса частиц всегда осуществляется в конечной области пространства, называемой контейнером системы. Бесконечность системы описывается с помощью

граничных условий (ГУ). Контейнер системы разбивается на конечное число гомогенных областей, называемых геометрическими зонами.

Деление на геометрические зоны происходит так, чтобы любая точка системы входила только в одну из геометрических зон. Для каждой геометрической зоны определяются ее атрибуты: номера регистрационной зоны, регистрационного объекта и материала. Регистрационные зоны и объекты – два независимых набора областей, каждый из которых составляется из геометрических зон. Каждая зона определяется через комбинацию тел, для чего применяются три операции теории множеств: дополнение, пересечение и объединение [8].

- Пересечение (общая часть, логическое произведение) тел $S1$ и $S2$ – множество всех точек, содержащихся одновременно в телах $S1$ и $S2$.
- Дополнение тела S – множество всех точек, не содержащихся в S .
- Объединение (логическая сумма) тел $S1$ и $S2$ – множество всех точек, содержащихся либо в $S1$, либо в $S2$.

Комбинаторный способ задания зон используется как при задании геометрии, так и при вычислениях. Однако ГМ при вычислениях оперирует не с геометрическими зонами, а с так называемыми термами. Терм может совпадать с соответствующей геометрической зоной, а может состоять из ее части.

Дело в том, что для выполнения вычислений с геометрическими объектами ГМ не применяет операцию “Объединение”, поэтому терм определен как совокупность тел, находящихся в строке определения зоны между операциями “Объединение”. Если для задания геометрической зоны использовалась операция “Объединение”, то компилятор ГМ разбивает зону на два или более термов. В отличие от геометрических зон термы могут иметь общие точки. Такая особенность связана с удобством вычислений и не приводит к противоречиям.

При решении уравнения переноса частиц предполагается, что частицы между столкновениями двигаются прямолинейно.

Траектория движения частицы описывается лучом. Началом луча служит либо точка рождения или столкновения, либо точка, в которой частица оказалась после обработки ГУ. Луч представляется в параметрической форме как $\mathbf{r} = \mathbf{h} + \mathbf{u}t$, где \mathbf{r} – координата положения частицы, \mathbf{h} – координата начальной точки луча, \mathbf{u} – единичный вектор направления полета частицы, t – расстояние, пройденное частицей по лучу от начальной точки.

2. Расчёт трека частицы

Одной из основных задач ГМ является определение длины прямолинейного участка траектории частицы до столкновения или вылета из системы. В дальнейшем будем называть этот участок траектории треком частицы. Для определения трека частицы задаются луч и оптическая длина τ° пути, которую должна пролететь частица до столкновения. ГМ определяет точку \mathbf{r} , в которой оптическая длина траектории частицы станет равной τ° , т.е. $\tau = \int \Sigma(\mathbf{r}) d\mathbf{r} = \tau^\circ$.

Если частица достигнет границы системы до того, как выполнится это условие, то считается, что частица достигла границы системы. После чего частица либо исчезает, либо меняет свои фазовые координаты после отражения, трансляции или поворота. Для расчёта τ в текущем терме определяются длина t_{out} трека частицы и положение точки столкновения частицы в бесконечной среде, состоящей из материала терма, – t_{inf} .

Если $t_{\text{out}} > t_{\text{inf}}$, то считается, что частица претерпела столкновение, иначе уменьшают оптическую длину τ пути на величину Σt_{out} и переходят к расчёту трека в следующем терме. Цикл повторяется до тех пор, пока частица не испытает столкновение либо не вылетит из системы.

2.1. *Вычисление точки выхода луча из терма.* Для определения трека частицы в терме необходимо уметь определять точку выхода луча из терма. Для этого перебираются все тела, составляющие терм. Из этих тел выбираются те, которые луч пересекает.

Каждое тело характеризуется своей точкой t_{in}^i входа луча и точкой t_{out}^i выхода. Далее рассматриваются все точки t_{out}^i выхода из тел и точки t_{in}^i входа для дополнений тел. Для определения точки выхода луча из терма выбирается минимальное расстояние из этих точек.

2.2. *Вычисление точек входа и выхода луча из тела.* Для определения точки выхода луча из терма необходимо знать точки пересечения луча и тел. Для каждого тела существует свой особый алгоритм определения точек t_{in} и t_{out} входа и выхода луча.

В общем случае считается, что луч задан в параметрической форме, а тело определено набором поверхностей. Как сказано во введении, каждая поверхность ограничивает область пространства, описываемую уравнением $f(\mathbf{r}) < 0$, где $\mathbf{r} = (x, y, z)$ – координата точки. Если уравнение поверхности ограничивает невыпуклое тело, то на уравнение накладываются такие дополнительные условия, чтобы условие выпуклости выполнялось. Точки пересечения луча и поверхности определяются из решения уравнения

$$f(\mathbf{h} + \mathbf{u}t) = 0. \quad (2)$$

Если для уравнения (2) существует положительное решение, то луч пересекает поверхность. Отрицательное решение означает пересечение поверхности дополнением луча, определяемого уравнением $\mathbf{h} - \mathbf{u}t$. Отсутствие решения означает, что луч не пересекает поверхность. ГМ рассматривает поверхности первого и второго порядков, поэтому уравнение (2) может иметь два решения: t_1^i и t_2^i .

Существование положительного и отрицательного решений означает, что точка начала луча находится внутри тела, ограниченного данной поверхностью. Существование двух положительных решений означает, что точка начала луча находится снаружи тела и луч входит и выходит из него. Точки выхода и входа луча из тела находят как минимальное и максимальное значе-

ния положительных точек t_{in}^i и t_{out}^i для всех поверхностей: $t_{in} = \max(t_{in}^i)$, $t_{out} = \min(t_{out}^i)$.

Решение уравнения (2) требует достаточно продолжительного времени счёта. Однако во многих конкретных случаях поверхность может быть определена не в каноническом, а в упрощенном виде. Например, плоскость, ограничивающая цилиндр сверху, определяется одной координатой — z_{top} . Этот параметр используется для простого определения факта пересечения луча и поверхности, а также вычисления точки пересечения. Упрощенное задание поверхностей часто применяется при вычислении точек входа и выхода для конкретных тел.

3. Поиск терма

ГМ занимается поиском термов в следующих случаях:

- модулем источника вырабатывается частица, после чего необходимо определить терм, к которому она принадлежит;
- частица пересекает границу терма и надо определить следующий терм, в который она войдет;
- частица перемещается трансляцией или поворотом и надо определить терм, в который она попала;
- частица попадает из внешней зоны в сеть, надо определить терм, в который она попала;
- частица переходит из одной ячейки сети в другую, надо определить терм, в который она попала.

Последние два случая будут прокомментированы в разделе, посвященном описанию сетей.

При поиске терма предполагается, что частица находится либо на границе, либо внутри терма. Если частица находится на границе термов, то ищется терм, расположенный впереди по направлению полета частицы. При поиске терма приходится учитывать возможность появления щели, не принадлежащей ни одному из термов.

Щель может появиться из-за того, что вычисления на ЭВМ выполняются с определенной погрешностью. Наиболее часто

такие щели появляются в случаях примыкания шестигранных призм. Такие щели приходится пропускать, но это создает новую трудность. Терм может состоять из очень тонкого слоя и в этом случае игнорирование ошибки вычисления может привести к пропуску такого слоя.

Координата точки \mathbf{r} определяется лучом и положением t на луче. Для учета возможных щелей между термами положение t определяется с некоторой положительной погрешностью ϵ : $[t; t + \epsilon]$, где ϵ — малое число (10^{-6}). Понятно, что для всех тел терма выполняется условие $t_{in} \leq t \leq t_{out}$, а для всех дополнений тел выполняется условие $t_{out} \leq t \leq t_{in}$. С учетом неопределенности ϵ эти условия запишутся в виде

$$(t_{in} \leq t + \epsilon) \& (t \leq t_{out}) \text{ для тел, } (3)$$

$$(t_{out} \leq t + \epsilon) \& (t \leq t_{in}) \text{ для дополнений тел, } (3a)$$

где знак $\&$ означает логическую операцию И.

В некоторых случаях значение ϵ должно быть увеличено по сравнению с первоначальным. Это происходит в том случае, когда угол между направлением полета частицы и нормальным вектором к щели близок к 90° . Хотя ширина щели мала, длина отрезка пересечения щели и луча оказывается значительной. В этом случае требуется увеличить неопределенность ϵ , которая возрастает до тех пор, пока либо не будет найден терм, либо величина $(t + \epsilon)/t$ не достигнет некоторой критической величины, после чего поиск прекращается, текущая частица считается потерянной и происходит переход к следующей частице.

3.1. Поиск терма прямым перебором.

Чтобы найти терм, содержащий заданную точку, необходимо перебрать все термы системы. Если найдется тело, для которого не выполняются условия (3), (3a), то считается, что луч не проходит через проверяемый терм, и происходит переход к следующему терму. Если точка $\mathbf{r} = \mathbf{h} + \mathbf{u}(t + \epsilon)$ принадлежит терму, то проверка считается успешной, даже если точка $\mathbf{r} = \mathbf{h} + \mathbf{u}t$ ему не принадлежит.

3.2. *Поиск терма по спискам.* Поиск терма прямым перебором – сравнительно длительная процедура. Для ускорения поиска применяются списки обучения. У каждой поверхности тела формируется список соседних термов, в которые может попасть частица, вылетевшая через данную поверхность тела. Этот список называется списком обучения. При поиске соседнего терма сначала проверяются термы, входящие в список.

Если в списке подходящего терма не нашлось, то производится полный перебор термов. После чего в список заносится номер нового найденного терма. В следующий раз этот терм уже не придется находить с помощью процедуры поиска по всем термам. Постепенно в процессе работы ГМ все возможные термы могут попасть в список и полный перебор вообще не будет происходить.

Элементом списка служит пара целых чисел: номер терма и ссылка на следующий элемент списка. В последнем элементе списка второе число равно нулю. Для каждого списка имеется ссылка на начало.

4. Обработка граничных условий

Среди всех поверхностей тел выделяются так называемые граничные поверхности. Если траектория частицы пересекает граничную поверхность, то ГМ пересчитывает фазовые координаты частицы. В ГМ определены несколько типов граничных поверхностей: граница контейнера, плоскость симметрии и граница специального терма.

ГУ на плоскостях симметрии задают условия для всей системы. ГУ на поверхности контейнера обрабатываются после выхода луча на границу заданного терма. ГУ специального терма обрабатываются после входа луча в терм с особыми свойствами. В этом случае внутри терма расчёт трека не производится, вместо этого обрабатываются ГУ, заданные на поверхностях специального терма.

На границе поверхности может быть задано полное поглощение, при котором час-

тица исчезает. Кроме полного поглощения могут быть определены три типа ГУ: отражение, трансляция и поворот. При отражении частица меняет свое направление, но не координату в пространстве. В случае трансляции частица меняет свою координату, а направление остается прежним. После поворота частица меняет как свое направление, так и координату. Возможна ситуация, когда частица с некоторой вероятностью α отражается, а с вероятностью $(1 - \alpha)$ испытывает поглощение. Этот случай соответствует отражению с альбедо α .

В случае, если после обработки ГУ частица меняет свою координату, ищется терм, в который она попала, а затем траектория частицы продолжается. Рассмотрим ГУ подробнее.

Условия отражения. При отражении частица меняет свое направление \mathbf{u} на \mathbf{u}_{refl} , а местоположение частицы не меняется. Рассматриваются три типа отражения частицы от поверхности.

Направление частицы после *зеркального отражения* определяется как $\mathbf{u}_{\text{refl}} = \mathbf{u} - 2(\mathbf{un})\mathbf{n}$, где \mathbf{n} – нормальный вектор к поверхности отражения в точке местоположения частицы, \mathbf{un} – операция скалярного умножения векторов. Нормальный вектор считается направленным против луча, т.е. $(\mathbf{nu}) < 0$. Для всех тел существуют собственные подпрограммы определения нормального вектора.

Белое отражение соответствует изотропному потоку на границе, чем определяется случайное распределение направления частицы внутри полупространства, образованного плоскостью, перпендикулярной нормальному вектору.

Цилиндрическое белое отражение определено на боковых границах обобщенного цилиндра [7]. При отражении частица не меняет составляющую своего направления вдоль оси Z , а проекция направления на плоскости OXY меняется на случайное.

5. Иерархическое описание геометрии

5.1. *Сети*. В ГМ реализован иерархический подход к описанию геометрии, задаваемый на нескольких уровнях. Для описания конструкции в целом используется глобальная система координат (СК), образующая верхний уровень. СК следующего уровня применяются для так называемых сетей.

Сети представляют собой двумерные или трехмерные массивы плотно примыкающих друг к другу геометрических объектов, называемых ячейками сети. Этот способ допускается только для регулярных структур, порожденных сдвигами. Примерами таких структур служат решетка стержней в кассете ВВЭР или совокупность каналов РБМК. СК нижнего уровня – это локальные координаты ячеек, которые не зависят от сдвига. Расчёт траекторий внутри любой ячейки производится в их локальной СК.

Граница гексагональной сети не описывается простой фигурой, а прямоугольные сети не всегда заполняют что-то вроде параллелограмма. Это противоречие снимается тем, что сеть накладывается на терм, описанный в глобальной СК. Этот терм называется термом-носителем или зоной-носителем. При пересечении границы зоны-носителя происходит принудительный выход из сети и переход в глобальную СК.

При описании сети необходимо различать ячейки сети и их прототипы. Ячейки сети – это геометрические объекты, отличающиеся друг от друга составом и положением в пространстве, например, различные твэлы в топливной сборке ВВЭР. Каждому твэлу соответствует один прототип, определяющий геометрические размеры ячейки и разбиение ее на зоны.

Геометрический прототип ячейки сети описывается в своей собственной локальной СК. Это описание напоминает описание простой геометрической системы. Контейнером прототипа ячейки может быть только тело, плотно заполняющее пространство. Поэтому в качестве контейнера задаются либо параллелепипед, либо шестигранная призма. На границах контейнера

прототипа не задаются ГУ, так как при вылете из ячейки частица не покидает систему в целом.

Сеть полностью заполняет зону-носитель. Точки, лежащие вне зоны-носителя, считаются не принадлежащими сети, даже если они входят в какие-то другие ячейки. Расположение конкретных ячеек в сети задается картограммой сети. Для ячеек, которые не попали в картограмму, создается стандартная фиктивная ячейка. Она состоит из одной зоны – контейнера, заполненного материалом зоны-носителя сети.

Расположение ячеек сети определяется тремя векторами переноса – T_x , T_y , T_z . В случае, если контейнер является параллелепипедом, векторы переноса определяются ребрами параллелепипеда. Расположение ячеек в глобальной СК определяет также корневой вектор сети – T_0 .

Корневой вектор совпадает с координатой нулевой ячейки, точнее, это – координата точки начала координат контейнера нулевой ячейки. Положение центра C координат ячейки в сети задается тремя целыми числами i, j, k и корневым вектором сети

$$C = T_0 + iT_x + jT_y + kT_z.$$

Таким образом, при вычислении прямоугольного отрезка пути частицы, проходящей через зону-носитель сети, приходится рассматривать три СК:

- глобальная СК, в которой описывается система, зоны в этой СК будут называться глобальными термами;
- локальная СК сети, определяемая координатами нулевой ячейки сети, связь между глобальной и локальной СК сети задается корневым вектором сети;
- локальная СК прототипа ячейки, в этой СК описан прототип ячейки сети, связь между локальными СК сети и прототипа определяется номером ячейки на картограмме и контейнером ячеек сети.

Координаты точки в глобальной и локальной СК ячейки связаны соотношением

$$G = C + L = T_0 + T + L,$$

где G – координата в глобальной СК; C – центр координат ячейки в локальной СК сети; L – координата в локальной СК ячейки;

$T = iT_x + jT_y + kT_z$ – координата в локальной СК сети; i, j, k – номера ячейки по осям сети; T_x, T_y, T_z – векторы переноса контейнера ячейки сети.

Применение сетей экономит память ЭВМ, поскольку запоминается описание прототипов ячеек, число которых во много раз меньше, чем общее число всех ячеек в сети. Разумеется, при этом необходимо хранить в памяти картограммы типов ячеек. Однако, для каждой сети нужны только несколько целочисленных массивов картограмм, поэтому общие затраты памяти во много раз меньше, чем при использовании одной СК.

Важным преимуществом сети является возможность определения соседней ячейки путем арифметических вычислений, а не перебором термов. Это связано с тем, что геометрия сети жестко задана контейнером ячейки сети, корневым вектором и картограммой. Вследствие этого при переходе от одной ячейки сети к другой поиск следующего терма производится существенно быстрее, чем при поиске прямым перебором.

5.2. Алгоритм построения трека частицы в системе с сетями. Алгоритм проведения трека частицы в системе с сетями существенно сложнее, чем алгоритм без сетей. Это связано с тем, что в системе с сетями приходится обрабатывать дополнительные ГУ: частица выходит из глобального терма и попадает в ячейку сети, частица выходит из одной ячейки сети и входит в другую ячейку сети, частица выходит из ячейки сети и входит в глобальный терм.

5.3. Решетки. ГМ состоит из двух больших независимых подмодулей: транслятора с языка ввода и подмодуля расчёта траекторий частицы. Предыдущий раздел посвящен иерархическому подходу, реализованному на основе сетей. Кроме сетей иерархический подход в ГМ реализован на уровне транслятора ГМ с помощью так называемых решеток.

Решетки так же, как и сети, задают повторяющиеся элементы, но они реализова-

ны только в трансляторе и не используются в вычислениях траекторий частиц. Решетка представляет собой некоторую совокупность геометрических зон. Элементы решетки расставляются в одной или нескольких зонах-носителях. Обычно прототипом элемента решетки служит какой-либо технический элемент конструкции, например, твэл или пэл.

Однако ничто не мешает выделить в системе какой-то другой повторяющийся объем, например, шестигранную ячейку в кассетах ВВЭР. Решетка полностью реализуется компилятором исходных данных ГМ. После работы компилятора происходит размножение элементов решетки и перевод локальных координат решетки в глобальные координаты системы.

Прототип элемента решетки описывается в локальной СК. Он может содержать в себе зоны-носители сетей и описание этих сетей, однако эти зоны-носители сетей не могут ссылаться на сети, описанные в основной геометрии или для других элементов решетки. Корневые векторы сетей, принадлежащих элементу решетки, даются в локальной СК. Контейнером прототипа элемента решетки может быть любое тело.

Развертывание решетки представляет собой процесс размещения элементов и переход к глобальной СК. Прототип элемента решетки помещается в разные места пространства с помощью перемещений: сдвигов и поворотов. Соответствие номера созданной геометрической зоны номеру ее регистрационной зоны описано в работе [7].

6. Метод выровненных сечений

Метод выровненных сечений (МВС) [9] позволяет обойти ограничение метода тел на класс поверхностей, которые используются в методе тел при описании геометрии системы. Как сказано ранее, в методе тел применяются плоскости и поверхности второго порядка. Это связано с необходимостью определения точки пересечения траектории полета частицы и границы тела. Для этого решается уравнение (2).

Если поверхности описываются более сложными уравнениями, чем уравнение второго порядка, то скорость вычисления траектории частицы резко падает. В МВС от вычисления точки пересечения траектории и терма переходят к вычислению номера терма, к которому принадлежит данная точка \mathbf{r} . Для этого необходимо вычислить знаки выражений $f_i(\mathbf{r})$, где $f_i(\mathbf{r})$ – уравнения поверхностей, используемых при описании системы. Если система состоит из небольшого числа термов, то процедура поиска номера терма не занимает много времени.

6.1. *Общие сведения о МВС*, во многом повторяющем метод тел. Основные отличия этого метода заключаются в следующем:

– гетерогенная область V пространства, называемая областью выровненных сечений (ОВС), заменяется на однородную с макроскопическим сечением, равным максимальному макроскопическому сечению всех термов ОВС, т.е. определяется мажорирующее сечение $\Sigma_{\max}(E)$, обладающее свойством $\forall \mathbf{r} \in V: \Sigma(\mathbf{r}) \leq \Sigma_{\max}$;

– с помощью процедуры, аналогичной процедуре метода тел, вычисляется точка \mathbf{r} столкновения частицы в однородной среде. В этой точке частица может испытать либо реальное столкновение, либо δ -рассеяние, при котором ни энергия, ни направление полета частицы не меняются.

Реальное столкновение происходит с вероятностью $P = \Sigma(\mathbf{r})/\Sigma_{\max}$. Соответственно с вероятностью $1 - P$ происходит δ -рассеяние, и траектория частицы продолжается.

Можно показать, что МВС дает то же распределение траекторий, что и обычный метод тел [8, 9]. Очевидно, что в МВС нельзя пользоваться оценкой различных скоростей реакций по пробегу. Однако можно вычислить интеграл скоростей реакций частиц по всей ОВС.

На практике МВС применяют для расчёта реакторов с твэлами сложной формы. В общем случае МВС можно использовать для расчёта во всем реакторе. Однако МВС дает преимущество только в областях, со-

держащих тела со сложными поверхностями. Поэтому всю рассчитываемую область делят на область основной геометрии и ОВС.

Вместо описания геометрии всех ОВС определяют один или несколько прототипов ОВС, которые потом ставят в соответствие конкретным областям. Таким образом, конкретная ОВС описывается контейнером зоны-носителя ОВС и ссылкой на прототип ОВС, который помещается в зону-носитель.

При попадании частицы из зоны основной геометрии в зону-носитель ОВС происходит замена глобальных координат \mathbf{r}^G частицы на локальную координату \mathbf{r}^L в прототипе ОВС:

$$\mathbf{r}^L = \mathbf{r}^G - \mathbf{R}, \quad (4)$$

где \mathbf{R} – реперная точка зоны-носителя ОВС, т.е. координата ее нулевой точки.

6.2. *Нелинейное преобразование координат*. Кроме преобразования координат (4) МВС допускает еще одно нелинейное преобразование координат, упрощающее описание ОВС и расчёты в ней. Поясним это на примере винтовых твэлов. Винтовой твэл представляет собой топливный крест, закрученный вдоль вертикальной оси. В локальной СК твэла он определяется набором сложных поверхностей, описывающих как топливный сердечник, так и оболочку топлива.

В дальнейшем для удобства будем называть эту СК глобальной. В то же время в винтовой локальной СК такой твэл легко описывается как топливный крест, ограниченный простыми поверхностями второго порядка. Для определения знака выражения $f_i(\mathbf{r}^G)$ необходимо перейти от глобальной координаты к координате в локальной СК и вычислить знак выражения $\tilde{f}_i(\mathbf{r}^L)$.

Нелинейное преобразование координат введено для винтовых твэлов, но может использоваться и для других геометрий ОВС. Кроме винтового преобразования в ГМ включены преобразования искривления, отвечающие небольшим деформациям ТВС ядерных реакторов. Преобразование искри-

вления сохраняет объемы и координаты по оси OZ . При каждом фиксированном z изменение x и y координат является функцией сдвига и поворота.

7. Метод зернистых структур

Метод зернистых структур (ЗС) позволяет рассчитывать топливные элементы, состоящие из двух компонент: матрицы и зерен. Зерна случайно расположены в матрице и имеют размер порядка десятых долей миллиметра. Обозначим объем, занятый областью ЗС, как V , а объем, занятый зернами, — V_K . Обозначим N — общее число частиц в области ЗС, а $n = N/V$ — их плотность. Обычно $V_K/V \approx 0,001$.

Прямое моделирование траектории полета частиц возможно лишь при их регулярном расположении. Рассматривать область ЗС как единую однородную среду нельзя, так как при этом неправильно учитывается самоэкранировка резонансных сечений. Поэтому реализован специальный метод для расчёта потока нейтронов в подобных средах [10], основанный на следующих положениях:

- все зерна считаются одинаковыми шариками радиуса r , их центры равномерно распределены по матрице с плотностью n , допускается возможность пересечения разных зерен;
- аналогично получению макроскопического сечения изотопа из микроскопического определяется S_K — сечение нейтрону войти в зерно, $S_K = \pi r^2 n$.

В методе ЗС применяются две СК: первая — это глобальная СК, она относится к области ЗС в целом; вторая используется внутри зерна (начало координат в центре шарика). При движении в глобальной СК матрица с зернами рассматривается как единая однородная система с макроскопическим сечением $\Sigma = \Sigma_M + S_K$, где Σ_M — полное сечение вещества матрицы.

С вероятностью Σ_M/Σ частица взаимодействует с ядром матрицы, а с вероятностью S_K/Σ попадает в зерно. После входа частицы в зерно расчёт переходит во вторую СК. Точки входа в зерно равномерно

распределены на проекции зерна на плоскость, перпендикулярную направлению движения частицы. Это однозначно определяет координаты точки входа в локальную СК и, наоборот, координаты центра зерна в глобальной СК.

После входа частицы в зерно траектория полета частицы моделируется в локальной СК до выхода из зерна или поглощения. При выходе частицы из зерна происходит возврат к глобальной СК, причем ввиду малости зерен точка выхода считается совпадающей с точкой входа.

В случае пролета частицы сквозь зерно без столкновений большинство внутренних переменных ГМ сохраняется, что значительно увеличивает его быстродействие.

Очевидно, что при такой реализации вещество матрицы занимает всю область, а движение в зернах происходит как бы в другом пространстве. Поэтому плотность ρ вещества матрицы заменяется на величину $\tilde{\rho} = \rho V_M/V$, что обеспечивает сохранение общего количества вещества.

8. Применение ГМ для расчёта вероятностей первых столкновений

ГМ используется в пакете программ MCU не только для расчёта переноса частиц с помощью ММК. Он также применяется для расчёта вероятностей первых столкновений (ВПС). Эти величины необходимы при расчёте нейтронно-физических характеристик методом ВПС. В простейшем случае этот метод используется для решения интегрального уравнения Пайерлса [1] в приближении постоянства потоков в пределах зоны и изотропности рассеяния.

При этих приближениях уравнение Пайерлса сводится к линейной системе уравнений с коэффициентами, составленными из макроскопических сечений материалов и вероятностей первых столкновений. ВПС, обозначаемая как P_{ij} , представляет собой вероятность нейтрону, родившемуся в зоне i от равномерного и изотропного источника, претерпеть первое столкновение в зоне j . Для расчёта ВПС необходимо вычислить

двойной интеграл по пространству в пределах зон i и j

$$P_{ij} = \frac{\Sigma_j}{4\pi V_i V_j} \int_{V_j} d\mathbf{r}_j \int_{V_i} d\mathbf{r}_i \frac{\exp(-\tau(\mathbf{r}_i, \mathbf{r}_j))}{|\mathbf{r}_i - \mathbf{r}_j|^2},$$

где Σ_j – макроскопическое сечение зоны j , $\tau(\mathbf{r}_i, \mathbf{r}_j)$ – оптический путь между точками \mathbf{r}_i и \mathbf{r}_j , а V_i – объем зоны i .

Интегрирование по объему заменяется интегрированием вдоль лучей, проведенных через систему:

$$P_{ij} = \frac{1}{4\pi V_i \Sigma_i} \int_{4\pi} d\mathbf{u} \int_{\Omega} g_{ij}(\mathbf{h}, \mathbf{u}) d\mathbf{h},$$

где \mathbf{h}, \mathbf{u} – характеристики луча; $g_{ij}(\mathbf{h}, \mathbf{u})$ – функция, определенная как

$$g_{ij}(\mathbf{h}, \mathbf{u}) = \begin{cases} \exp(-\tau_{ij})(1 - \exp(-\Delta\tau_i)) \times \\ \times (1 - \exp(-\Delta\tau_j)), i \neq j; \\ \Delta\tau_i - 1 + \exp(-\Delta\tau_i), i = j; \end{cases}$$

$\tau_{ij} = \sum_{k=i+1}^{j-1} \Sigma_k (t_k^{\text{out}} - t_k^{\text{in}})$ – оптическое расстояние между отрезками i и j ; $\Delta\tau_i = \Sigma_i (t_i^{\text{out}} - t_i^{\text{in}})$ – оптическая длина отрезка i .

Строго говоря, эта формула верна только тогда, когда все зоны являются выпуклыми. Однако в случае, когда луч пересекает зону в нескольких местах, формула лишь незначительно усложняется.

В общем случае этот интеграл приближенно вычисляется методом ray tracing [11...13]. Интеграл сводится к сумме

$P_{ij} = \frac{1}{V_i \Sigma_i} \frac{1}{N_r} \sum_{m=1}^{N_r} \omega(\mathbf{u}_m) g_{ij}(\mathbf{h}_m, \mathbf{u}_m)$, где N_r – число лучей; \mathbf{u}_m – направление m луча; $s(\mathbf{u}_m)$ – площадь проекции контейнера на плоскость $H(\mathbf{u}_m)$, перпендикулярную \mathbf{u}_m ; $\omega(\mathbf{u}_m)$ – “вес” луча, зависящий от схемы выборки точек \mathbf{h}_m .

ГМ применяется для вычисления оптических длин отрезков, полученных при пересечении луча и зон системы. Он проводит луч из заданной точки \mathbf{h}_m , расположенной

на границе контейнера, в заданном направлении \mathbf{u}_m до пересечения с противоположной границей контейнера либо до исчерпания заданной оптической длины.

Заключение

В работе описаны методы и алгоритмы ГМ семейства MCU. Приведены алгоритмы определения точек пересечения луча с зонами системы. Рассмотренные алгоритмы применимы как для конечных систем, так и бесконечных с различными ГУ: отражения, поворота, трансляции. Алгоритм расчёта системы с помощью сетей позволяет рассчитывать прямолинейные участки траектории частицы в системах с повторяющимися элементами. Описаны модели выровненных сечений и зернистых структур, расширяющие возможности ГМ.

Список литературы

1. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974.
2. Франк-Каменецкий А.Д. Библиотека программ на ФОРТРАНе для расчета реакторов методом Монте-Карло. Сб. докл. по программам и методам расчета быстрых реакторов. Димитровград: НИИАР, 1975.
3. Briesmeister Judith F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, LA-12625-M, Version 4B. 1993.
4. SCALE – A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, NUREG/CR-0200, Rev. 6. 2000.
5. Яглом Н. О комбинаторной геометрии. М.: Знание, 1971.
6. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6–32.
7. Гуревич М.И. Алгоритмы поиска геометрических зон // Там же. 1993, вып. 4, с. 10.
8. Корн Г. и Корн Т. Справочник по математике для научных работников и инженеров. М.: Наука, 1970.
9. Woodcock E.R. et al. In: Proc. of the Conf. on Application of Computing Methods of Reactor Problems. Argonne, USA, 1965, ANL-7050. 1965.
10. Gurevich M.I., Bryzgalov V.I. The neutrons flux calculation by Monte Carlo code for the double heterogeneity fuel // Proc. of the Int. Conf. on Reactor Phys. and Reactor Comp., Tel-Aviv, Jan. 23-26, 1994, p. 190–196.

11. *Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell P.B.* A general description of the lattice code WIMS // J. of the British Nuclear Energy Society. Vol. 5, 1966, p. 564–585.

12. *Повещенко Т.С., Шевелев Я.В.* Полиномиальная аппроксимация потока нейтронов в методе вероятностей первых столкновений // Атомная энергия, 1980, т. 48, вып. 2, с. 80–84.

13. *Гомин Е.А., Майоров Л.В.* О расчете вероятностей первых столкновений в системах со сложной геометрией // ВАНТ.

Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 8(21), с. 62.

Контактная информация –

Пряничников Александр Вениаминович, с. н. с., тел.: (499)196-96-43, e-mail: prianik@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 42–52.

УДК 621.039

Алгоритмы оценки корреляционных функций случайных процессов при расчёте ядерных реакторов методом Монте-Карло с использованием многопроцессорных ЭВМ

М.А. Калугин, Д.С. Олейник, Е.А. Сухино-Хоменко,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 24.02.2011 г.

Описаны алгоритмы оценки корреляционных функций случайных процессов. Корреляционные функции применяются при расчёте ядерных реакторов методом Монте-Карло для уточнения основных расчётных результатов, а именно, для оценки систематической погрешности результатов расчётов, достоверной оценки дисперсии с учётом корреляций между поколениями, выбора числа отброшенных поколений, при котором начальное распределение источников не оказывает влияние на результат.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, случайный процесс, оценка, дисперсия, корреляция.

The Estimation Techniques of the Time Series Correlation Functions in the Nuclear Reactors Calculations by Monte Carlo Method Using Multiprocessor Computers. *M.A. Kalugin, D.S. Oleynik, E.A. Sukhino-Khomenko, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.*

The algorithms of estimation of the time series correlation functions in the nuclear reactors calculations by Monte Carlo method is described in this paper. Correlation functions are used for the biases estimation, for the variance calculations taking into account the correlations between neutron generations and for choose the skipped generations.

Key Words: Monte Carlo Method, Stochastic Process, Estimate, Variance, Correlation.

Введение

С ростом возможностей вычислительной техники все большее применение в расчётах нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов находят программы, реализующие метод Монте-Карло. Преимущества метода Монте-Карло хорошо известны. Отсутствие аппроксимаций в описании взаимодействия нейтронов с ядрами среды, в описании геометрии рассчитываемых систем, а также отсутствие приближений в представлении пространствен-

ной, энергетической и угловой зависимости плотности потока нейтронов позволяет вычислять практически точно многомерные интегралы, представляющие собой скорости реакций в выделенных областях фазового пространства (применяются общепринятые обозначения):

$$R = \int_{\Delta V} d\mathbf{r} \int_{\Delta E} dE \int_{4\pi} d\Omega \Sigma(\mathbf{r}, E) \varphi(\mathbf{r}, E, \Omega).$$

Развитие многопроцессорной техники еще более расширило сферу использования программ метода Монте-Карло.

Несмотря на все перечисленные преимущества, метод Монте-Карло не свободен и от недостатков: “в теории расчёта критических систем до сих пор существует ряд пробелов, которые иногда уменьшают доверие к результатам, полученным при расчётах методом Монте-Карло. Это прежде всего проблема оценки систематических и статистических погрешностей вычисления коэффициента критичности и других реакторных функционалов в размножающих системах без внешних источников” [1].

Дело в том, что при решении критической задачи применяется так называемый метод поколений с постоянным числом частиц в поколении [2]. На каждом поколении с номером n методом Монте-Карло вычисляется оценка функционала нейтронного потока, которую будем обозначать x_n . Под функционалами потока здесь понимаются такие величины, как эффективный коэффициент размножения, потоки нейтронов и скорости реакций (поглощения, генерации, деления и т.д.) в выбранной регистрационной области.

Процедура нормализации, которая используется для поддержания постоянного числа частиц в поколении, приводит к систематической погрешности в оценке реакторных функционалов [4, 5]. Теоретическому и практическому решению этой проблемы посвящена работа [6]. Данную систематическую погрешность будем называть поправкой Майорова.

Кроме того, сами оценки функционалов на нескольких последующих поколениях оказываются зависимыми, что сказывается на точности расчёта дисперсии, т.е. доверительного интервала. Также существует проблема выбора числа отброшенных поколений, при котором распределение нейтронов нулевого поколения не оказывает влияние на результат.

Стоит отметить, что рассматриваемая в работе систематическая погрешность оценок функционалов (поправка Майорова) подразумевает в данном случае методическое отклонение результатов от точного значения нейтронно-физических характеристик реактора, а не смещение статистичес-

ких оценок от математического ожидания моделируемого процесса.

Для решения перечисленных проблем можно применять корреляционную теорию случайных функций [3, 7], использованную для оценки дисперсии с учетом корреляций между поколениями в работе [8].

После моделирования N поколений имеем последовательность чисел $\{x_1, x_2, \dots, x_n, \dots, x_N\}$, которая представляет собой одну реализацию некоторого случайного процесса (или случайной функции) [3], так как, вообще говоря, x_n для любого номера поколения n является выборочным значением некоторой случайной величины X_n со своей функцией распределения. Отметим, что в данной работе речь идет о так называемых случайных процессах с дискретным временем [3], роль которого выполняет номер поколения n .

Важнейшей характеристикой случайного процесса $\{x_1, x_2, \dots, x_n, \dots, x_N\}$ служит корреляционная функция C_{nm} , которая характеризует корреляционную связь между оценками функционала на поколениях n и m : $C_{nm} = C(x_n, x_m)$. Для фиксированных номеров n и m корреляционная функция представляет собой просто коэффициент корреляции между двумя случайными величинами x_n и x_m . Аналогично определяется корреляционная функция $C_{nm} = C(x_n, y_m)$ связи двух случайных процессов $\{x_1, x_2, \dots, x_n, \dots, x_N\}$ и $\{y_1, y_2, \dots, y_n, \dots, y_N\}$, где x_n и y_m – оценки, например, эффективного коэффициента размножения и скорости реакции в выбранной области на поколениях n и m , соответственно.

Оказывается, что с применением рассчитанных корреляционных функций возможно решить следующие проблемы:

- 1) Оценить систематическую погрешность оценок математического ожидания функционалов, вызванную постоянным числом частиц в поколении (поправку Майорова);
- 2) Достоверно оценить дисперсию, а значит, и доверительный интервал для оценок математического ожидания функционалов;
- 3) Выбрать число отброшенных поколений, при котором начальное распределение ис-

точников не оказывает влияние на результат.

В работе изложены алгоритмы расчёта корреляционных функций случайных процессов. В случае, если имеется одна или несколько реализаций случайного процесса, корреляционную функцию рассчитывают путем усреднения по времени [3], что является приближением, которое, вообще говоря, необходимо обосновывать. Если имеется несколько десятков реализаций, то расчёт корреляционной функции проводят путем усреднения по реализациям [3]. При сравнении корреляционных функций, полученных по этим двум алгоритмам, можно сделать вывод о возможности использования корреляционных функций, полученных усреднением по времени.

Заметим, что в процессе моделирования затруднительно вычислять коэффициенты корреляции. Задача существенно упрощается, если расчёт проводить после завершения вычислений на этапе постобработки при условии, что значения оценок функционалов на каждом поколении сохраняются в отдельный файл для любого процессора.

1. Усреднение по реализациям

Пусть имеются P реализаций случайного процесса $\{x_1, x_2, \dots, x_n, \dots, x_N\}$, где, напомним, x_n – оценка реакторного функционала: эффективного коэффициента размножения или скорости реакции в выбранной зоне на поколении с номером n . Пусть $x_n^{(p)}$ – оценка функционала на поколении с номером n на процессоре с номером p . В табл. 1 представлены реализации случайного

процесса на P процессорах (очень удачный формат таблицы взят из работы [9]).

Отметим, что в программе MCU [10] реализован такой алгоритм, в котором расчёты на разных процессорах проходят независимо – это гарантируется выбором генератора псевдослучайных чисел [11]. Поэтому случайные процессы на каждом процессоре могут рассматриваться как различные независимые реализации одного случайного процесса.

В каждой строке табл. 1 – значения случайной функции X_n в p -й реализации (в p -м опыте) при $n = 1 \dots N$, где n – номер поколения. Символы $\langle \rangle$ означают выборочное значение математического ожидания. В последней строке таблицы – средние значения $x_n^{(p)}$ по P процессорам, в последнем столбце – средние значения $x_n^{(p)}$ по N поколениям, $\langle x_n \rangle$ означает усреднение по всем процессорам и по всем поколениям.

Вообще говоря, данные в таблице – это результат P опытов над системой N случайных величин X_1, X_2, \dots, X_N . Для определения основных характеристик системы N случайных величин существуют стандартные алгоритмы [9]. Заметим, что аналогичная таблица имеет место и для любого другого случайного процесса $\{y_1, y_2, \dots, y_n, \dots, y_N\}$.

Оценка математического ожидания случайной величины $x_n^{(p)}$ на поколении с номером n определяется как среднее значение по всем процессорам: $m_{x,n} = \frac{1}{P} \sum_{p=1}^P x_n^{(p)}$.

Оценка корреляционной функции

Т а б л и ц а 1. Реализации случайного процесса на многопроцессорной ЭВМ

P	X_1	X_2	...	X_n	...	X_m	...	X_N	$m_{x,p}$
1	$x_1^{(1)}$	$x_2^{(1)}$...	$x_n^{(1)}$...	$x_m^{(1)}$...	$x_N^{(1)}$	$\langle x_n^{(1)} \rangle_N$
2	$x_1^{(2)}$	$x_2^{(2)}$...	$x_n^{(2)}$...	$x_m^{(2)}$...	$x_N^{(2)}$	$\langle x_n^{(2)} \rangle_N$
...
p	$x_1^{(p)}$	$x_2^{(p)}$...	$x_n^{(p)}$...	$x_m^{(p)}$...	$x_N^{(p)}$	$\langle x_n^{(p)} \rangle_N$
...
P	$x_1^{(P)}$	$x_2^{(P)}$...	$x_n^{(P)}$...	$x_m^{(P)}$...	$x_N^{(P)}$	$\langle x_n^{(P)} \rangle_N$
$m_{x,n}$	$\langle x_1^{(p)} \rangle_P$	$\langle x_2^{(p)} \rangle_P$...	$\langle x_n^{(p)} \rangle_P$...	$\langle x_m^{(p)} \rangle_P$...	$\langle x_N^{(p)} \rangle_P$	$\langle x_n \rangle$

$C(x_n^{(p)}, x_m^{(p)})$ между оценками функционала на поколениях n и m , $n = 1, \dots, N$, $m = 1, \dots, N$, всего $N \times N$ чисел, вычисляется по формуле

$$C_{n,m} = \frac{1}{P-1} \sum_{p=1}^P (x_n^{(p)} - m_{x,n})(x_m^{(p)} - m_{x,m}). \quad (1)$$

Заметим, что $C_{n,n}$ является оценкой дисперсии случайной величины $x_n^{(p)}$ на поколении n .

Корреляционная функция связи двух случайных процессов $\{x_1, x_2, \dots, x_n, \dots, x_N\}$ и $\{y_1, y_2, \dots, y_n, \dots, y_N\}$

$$R_{n,m} = \frac{1}{P-1} \sum_{p=1}^P (x_n^{(p)} - m_{x,n})(y_m^{(p)} - m_{y,m}). \quad (1a)$$

Нормированная корреляционная функция

$$c_{n,m} = C_{n,m} / \sqrt{C_{n,n} C_{m,m}}. \quad (2)$$

Заметим, что $c_{n,n} = 1$.

Корреляционные функции и нормированная корреляционная функция, усредненные по параллелям главной диагонали корреляционной матрицы,

$$C_k = \frac{1}{N-k} \sum_{n=1}^{N-k} C_{n,n+k}, R_k = \frac{1}{N-k} \sum_{n=1}^{N-k} R_{n,n+k},$$

$$c_k = \frac{1}{N-k} \sum_{n=1}^{N-k} c_{n,n+k}, \quad (3)$$

где $C_{n,n+k} = C_{n,m}$, $R_{n,n+k} = R_{n,m}$, $c_{n,n+k} = c_{n,m}$.

Нормированную корреляционную функцию c_k также называют автокорреляционной функцией (АКФ). Параметр k называют лагом – он представляет собой число поколений между оценками, для которого вычисляют АКФ.

Дисперсия средней по поколениям оценки функционала на одном процессоре с учётом корреляций между поколениями [9]

$$D(\langle x_n^{(p)} \rangle_N) = \frac{1}{N^2} \sum_{n=1}^N \sum_{m=1}^N C_{n,m}. \quad (4)$$

Для среднего значения по всем поколениям и по всем процессорам формула очевидна (следует из независимости реализаций на каждом процессоре):

$$D(\langle x_n \rangle) = D(\langle x_n^{(p)} \rangle_N) / P. \quad (5)$$

Статистическая погрешность расчёта σ (одно стандартное отклонение) определяется как корень квадратный из дисперсии.

Асимптотическая формула для систематической погрешности расчёта эффектив-

ного коэффициента размножения (поправки Майорова) [6]

$$\Delta_K = -\frac{1}{k_{\text{эф}}} \sum_{k=1}^{N-1} C_k, \quad (6)$$

где для получения C_k по формуле (3) применяется корреляционная функция C_{nm} , вычисленная по формуле (1), в которой под x_n понимается оценка эффективного коэффициента размножения на поколении с номером n .

Асимптотическая формула для оценки систематической погрешности скорости реакции аналогична формуле (6):

$$\Delta_R = -\frac{1}{k_{\text{эф}}} \sum_{k=1}^{N-1} R_k, \quad (7)$$

где для получения R_k по формуле (3) используется корреляционная функция R_{nm} , вычисленная по формуле (1a), в которой x_n и y_m – оценки эффективного коэффициента размножения и скорости реакции в выбранной зоне на поколениях n и m , соответственно.

Отметим, что для определения основных характеристик случайного процесса необходимо иметь достаточно большое число P различных реализаций этого процесса (по меньшей мере несколько десятков).

2. Усреднение по времени

Применим к реализации случайного процесса, полученной на одном процессоре, стандартную процедуру расчёта среднего, дисперсии и АКФ, а затем усредним полученные результаты по P процессорам.

Оценка математического ожидания на процессоре с номером p определяется как среднее значение по всем поколениям

$$m_{x,p} = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N x_n^{(p)}. \quad \text{Оценка корреляционной}$$

функции $C(x_n^{(p)}, x_{n+k}^{(p)})$ по одной реализации на процессоре с номером p , $k = 1, L$:

$$C_k^{(p)} = \frac{1}{N-k} \sum_{n=1}^{N-k} (x_n^{(p)} - m_{x,p})(x_{n+k}^{(p)} - m_{x,p}). \quad (8)$$

Заметим, что $C_0^{(p)}$ – оценка дисперсии случайной величины $x_n^{(p)}$ по одной реализации на процессоре p .

Оценка корреляционной функции $C(x_n^{(p)}, y_{n+k}^{(p)})$ для двух случайных процессов $\{x_1, x_2, \dots, x_n, \dots, x_N\}$ и $\{y_1, y_2, \dots, y_n, \dots, y_N\}$

$$R_k^{(p)} = \frac{1}{N-k} \sum_{n=1}^{N-k} (x_n^{(p)} - m_{x,p})(y_{n+k}^{(p)} - m_{y,p}). \quad (8a)$$

Нормированная корреляционная функция (АКФ)

$$c_k^{(p)} = C_k^{(p)} / C_0^{(p)}. \quad (9)$$

Усредним $C_k^{(p)}$, $R_k^{(p)}$ и $c_k^{(p)}$ по всем P процессорам:

$$C_k = \frac{1}{P} \sum_{p=1}^P C_k^{(p)}, \quad R_k = \frac{1}{P} \sum_{p=1}^P R_k^{(p)},$$

$$c_k = \frac{1}{P} \sum_{p=1}^P c_k^{(p)}. \quad (10)$$

Заметим, что усреднение, выполняемое по формулам (10), хорошо известно в теории случайных процессов [3]. Если имеется несколько независимых реализаций одного и того же случайного процесса (в нашем случае — P реализаций), усреднение корреляционной функции повышает точность оценки функций C_k , R_k и c_k .

Дисперсия средней по поколениям оценки функционала на одном процессоре с учетом корреляций между поколениями

$$D(\langle x_n^{(p)} \rangle_N) = \frac{C_0}{N} \left(1 + 2 \sum_{k=1}^{N-1} c_k \frac{N-k}{N} \right) =$$

$$= C_0 (1 + 2S_L) / N. \quad (11)$$

При практическом использовании формулы (11), а также формул (6), (7), суммирование по k проводят до некоторого параметра L , где L — максимальный лаг, после которого корреляционная связь между оценками отсутствует. Так как $N \gg k$, величина S_L приблизительно равна сумме первых L элементов корреляционной функции. Алгоритм выбора параметра L следующий [12]: если при прибавлении $L+1$ -го и $L+2$ -го слагаемых сумма S_L изменяется на малую величину ϵ , считается, что все элементы корреляционной функции с номерами $k = L+1, L+2, \dots$ значимо от нуля не отличаются, и суммирование на этом обрывается.

Дисперсия среднего значения по всем поколениям и по всем процессорам $D(\langle x_n \rangle)$ определяется как

$$D(\langle x_n \rangle) = D(\langle x_n^{(p)} \rangle_N) / P.$$

Формулы для оценки систематической погрешности (поправки Майорова) аналогичны формулам (6), (7).

Из формулы (11) следует, что при моделировании N поколений эффективное количество поколений с независимыми оценками на каждом из них равно $N_{\text{эф}} = N / (1 + 2S_L)$, т.е. для случайных процессов с зависимыми оценками на поколениях число поколений, которое необходимо промоделировать для достижения заданной точности, в $(1 + 2S_L)$ раз больше, чем для процессов с независимыми оценками на поколениях. Это означает, что статистическая погрешность $\sigma_{\text{сорт}}$ с учетом корреляций между поколениями в $\sqrt{1 + 2S_L}$ больше статистической погрешности σ , вычисленной без учета корреляций.

3. Стационарные случайные процессы

Важным классом случайных процессов являются стационарные случайные процессы. Это такие процессы, для которых математическое ожидание и дисперсия постоянны, т.е. не зависят от N , а корреляционная функция C_{nm} зависит не от двух аргументов (n и m), а от одного аргумента (разницы между n и m): $C_{nm} = C_k$, $k = m - n$. Стационарность случайного процесса и стремление к нулю соответствующей корреляционной функции при $k \rightarrow \infty$ служат условиями состоятельности и несмещенности оценки среднего выборочного значения случайного процесса, полученного по одной реализации [3].

Отметим, что на практике применяют важное допущение [13]: считается, что если среднее значение дисперсии исследуемого процесса постоянно, то и корреляционная функция постоянна, т.е. $C_{nm} = C_k$, $k = m - n$. В работе [8] проверялось постоянство математического ожидания и дисперсии, а также условие $|c_k| \rightarrow 0$ при $k \rightarrow \infty$. Стационарные случайные процессы, для которых усреднение по реализациям можно заменить усреднением по времени, называются эргодическими случайными процессами.

4. Несмещенность и состоятельность оценки корреляционной функции

Вообще говоря, в отличие от оценки корреляционной функции (1), полученной усреднением по реализациям, несмещенность и состоятельность оценки (8), полученной усреднением по времени, необходимо доказывать.

Что касается *несмещенности*, то оказывается [3], что оценка (8) корреляционной функции, полученная усреднением по времени, является лишь асимптотически несмещенной. Для одной реализации случайного процесса математическое ожидание корреляционной функции $M(C_k) = C_k - D(\langle x_n \rangle)$.

Для эргодических случайных процессов (для которых $|c_k| \rightarrow 0$ при $k \rightarrow \infty$) дисперсия $D(\langle x_n \rangle)$ стремится к нулю при $N \rightarrow \infty$.

Для обоснования *состоятельности* оценки корреляционной функции по одной реализации необходимо доказать, что дисперсия корреляционной функции стремится к нулю при $N \rightarrow \infty$: $\lim_{N \rightarrow \infty} D(C_k) = 0$. Для дисперсии корреляционной функции получается довольно сложное выражение [3], практический анализ которого затруднителен, так как в этом выражении участвуют моменты до четвертого порядка включительно.

Следует отметить, что для нормальных случайных процессов оценка (8) состоятельна, если процесс стационарен и $|c_k| \rightarrow 0$ при $k \rightarrow \infty$, т.е. если случайный процесс эргодический. В том случае, когда случайный процесс не является нормальным, наличие эргодичности для функции x_n может быть недостаточным условием для эргодичности произведения $x_n x_{n+k}$.

Из сказанного ясно, что необходимо проводить тестирование точности расчёта корреляционной функции, полученной усреднением по времени, путём сравнения с корреляционной функцией, полученной усреднением по реализациям. Если эти функции не совпадают, это может означать, что промоделировано недостаточное количество поколений N или что неверно выбрано число отброшенных поколений N_{SKIP} .

5. Результаты расчётов

В настоящей работе изучались результаты расчёта методом Монте-Карло одного из состояний полномасштабной трехмерной модели ВВЭР-1000 энергоблока № 1 Волгодонской АЭС [14]. В данной модели каждая ТВС активной зоны (всего 163) разбита на 14 слоев по высоте, что составляет в сумме 2 282 регистрационные зоны (ноды). Рассматривались такие реакторные функционалы, как эффективный коэффициент размножения и скорость реакции деления в центральной ноде 8-го высотного слоя снизу (в ноде с максимальной мощностью).

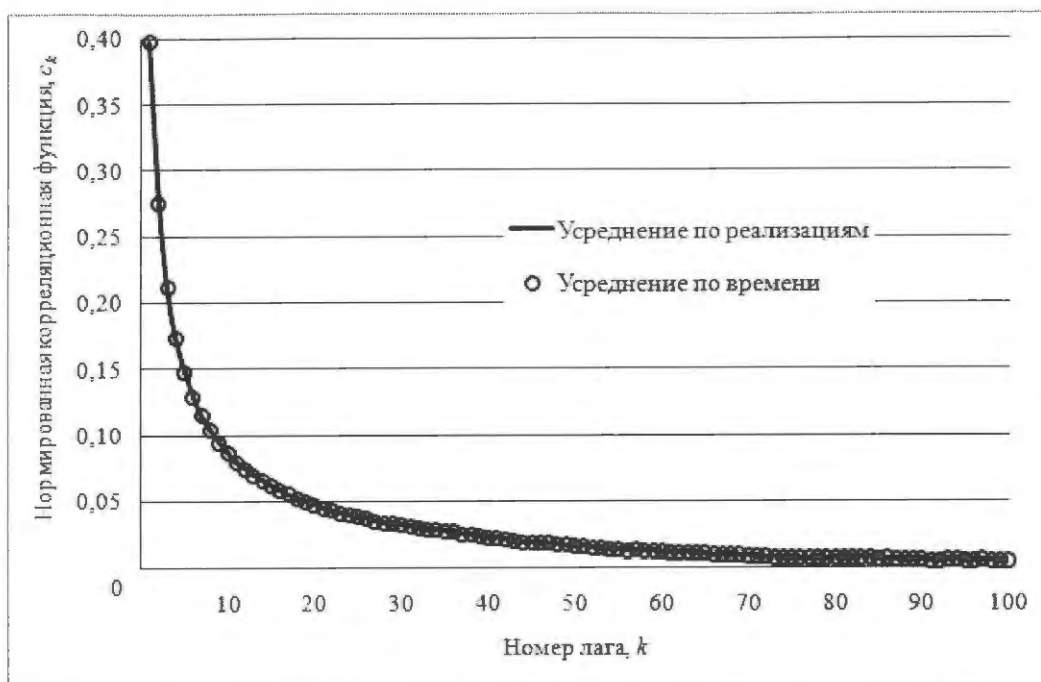
На рисунке показаны графики зависимости корреляционной функции от номера лага k для скорости реакции деления в выбранной ноде, полученные усреднением по реализациям и по времени по формулам (3) и (10), соответственно ($N_{\text{ТОТ}} = 2\,000$). Видно, что корреляционные функции практически совпадают и $|c_k| \rightarrow 0$ при $k \rightarrow \infty$.

Из сказанного можно сделать следующие выводы:

- 1) дисперсия среднего может быть рассчитана по формуле (11);
- 2) систематическая погрешность (поправка Майорова) может быть рассчитана по формулам (6), (7), в которых корреляционные функции C_k и R_k получены усреднением по времени;
- 3) для расчёта скорости реакции деления число отброшенных поколений $N_{\text{SKIP}} \approx 100$, так как при $k \geq 100$ $c_k \approx 0$.

В табл. 2...4 представлены результаты расчётов статистических погрешностей эффективного коэффициента размножения, скорости реакции деления в выбранной ноде, а также величины систематической погрешности, полученные усреднениями по времени и реализациям. Параметры расчёта: число частиц в поколении $N_{\text{ТОТ}} = 2\,000$, число промоделированных поколений на одном процессоре – $2,5 \cdot 10^4$, число отброшенных поколений – 100, число процессоров – 48, полное число историй – $2,4 \cdot 10^9$.

Наблюдается очень хорошее согласие результатов, полученных усреднением по



Графики зависимости АКФ c_k от номера лага k для скорости реакции деления ($N_{\text{ТОТ}} = 2\,000$):
1 – усреднение по времени, 2 – усреднение по реализациям

времени и по реализациям. Это означает, что и случайные процессы x_n , и произведения $x_n x_{n+k}$ обладают свойством эргодичности. Следовательно, все выводы, сделанные выше на основе анализа поведения АКФ, справедливы.

Таблица 2. Статистическая погрешность эффективного коэффициента размножения, %

Статистическая погрешность	Усреднение по времени	Усреднение по реализациям
Без учета корреляций	$2,26 \cdot 10^{-3}$	$2,23 \cdot 10^{-3}$
С учетом корреляций	$2,38 \cdot 10^{-3}$	$2,38 \cdot 10^{-3}$
$\sigma_{\text{сост}}/\sigma$	1,055	1,066

Таблица 3. Статистическая погрешность скорости реакции деления в ноде, %

Статистическая погрешность	Усреднение по времени	Усреднение по реализациям
Без учета корреляций	0,110	0,108
С учетом корреляций	0,314	0,313
$\sigma_{\text{сост}}/\sigma$	2,86	2,88

Из табл. 2 и 3 видно, что если для эффективного коэффициента размножения учёт корреляций увеличивает величину ста-

тистической погрешности на $\sim 6\%$, то для скорости реакции деления в ноде учёт корреляций между поколениями увеличивает величину статистической погрешности почти в три раза.

Таблица 4. Систематическая погрешность значений $k_{\text{эф}}$ и скорости реакции деления в ноде, %

Систематическая погрешность	Усреднение по времени	Усреднение по реализациям
Δ_K	$-4,51 \cdot 10^{-3}$	$-4,47 \cdot 10^{-3}$
Δ_R	-0,472	-0,463

Что касается поправки Майорова, то уже при $N_{\text{ТОТ}} = 5\,000$ систематическая погрешность эффективного коэффициента размножения $\Delta_K = -0,002\%$, а скорости реакции деления $\Delta_R = -0,2\%$.

Заключение

В настоящей работе показано, что применение корреляционной теории случайных процессов при анализе результатов расчётов нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов методом Монте-Карло существенно повышает надежность расчётных результатов. В значительной

степени это стало возможным благодаря использованию многопроцессорных ЭВМ.

При расчёте на таких ЭВМ для выбранных функционалов, например, эффективного коэффициента размножения или скорости реакций в выбранных зонах, на каждом процессоре реализуются независимые случайные процессы, статистический анализ которых позволяет с большой точностью рассчитывать корреляционные функции для выбранных функционалов, что в свою очередь дает возможность решать такие проблемы, как оценка систематической погрешности результатов, достоверная оценка статистической погрешности с учетом корреляций между поколениями, а также обоснованно определять число отброшенных поколений.

Представленные в статье результаты получены в рамках выполнения НИР по проекту АЭС-2006.

Список литературы

1. **Золотухин В.Г., Майоров Л.В.** Оценка параметров критичности реакторов методом Монте-Карло. М.: Энергоатомиздат, 1984.
2. **Михайлов Г.А.** Расчеты критических систем методом Монте-Карло // Журнал вычисл. матем. и матем. физики, 1966, № 1, с. 71–80.
3. **Свешников А.А.** Прикладные методы теории случайных функций. Изд. 2-е, переработанное и дополненное. М.: Наука, 1968.
4. **Золотухин В.Г., Майоров Л.В.** Оценка систематических погрешностей при расчёте критичности методом Монте-Карло // Атомная энергия, 1983, т. 55, вып. 3, с. 173–175.
5. **Brissenden R., Garlick A.** Biases on the estimation of k_{eff} and its error by Monte Carlo methods // Ann. Nucl. Energy, 1986, v. 113, № 2, p. 63–83.
6. **Майоров Л.В.** Оценки смещения результатов при расчете реакторов и хранилищ ядерного топлива методом Монте-Карло // Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 4, с. 243–256.
7. **Яглом А.М.** Корреляционная теория стационарных случайных функций (с примерами из метеорологии). М.: Гидрометеоздат, 1981.
8. **Калугин М.А., Олейник Д.С., Сухино-Хоменко Е.А.** Статистическая погрешность результатов расчетов реакторов методом Монте-Карло // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 4, с. 10–18.
9. **Вентцель Е.С.** Теория вероятностей. Изд. 2-е, переработанное и дополненное. М.: Физматлит, 1962.
10. **Гомин Е.А.** Статус MCU-4 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6–32.
11. **Marsaglia G., Zaman A., Tsang W.W.** // Stat. Prob. Lett., Vol. 35, Issue 9, 1990.
12. **Ермаков С.М., Михайлов Г.А.** Курс статистического моделирования. М.: Наука, 1976.
13. **Бендат Дж., Пирсол А.** Прикладной анализ случайных данных. Пер. с англ. М.: Мир, 1989.
14. **Зацепин О.В., Калугин М.А., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г., Олейник Д.С., Сухино-Хоменко Е.А.** Полномасштабная математическая модель переноса нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР-1000, основанная на методе Монте-Карло и реализованная на многопроцессорных ЭВМ. 6-я междунар. научно-техн. конф. “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”. 26-29 мая 2009 г., ОКБ “ГИДРОПРЕСС”.

Контактная информация –

Сухино-Хоменко Евгения Алексеевна, м. н. с., тел.: (499)196-96-43, e-mail: sukhino-khomenko@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 52–59.

Проблема оценки точности расчёта локальных функционалов методом Монте-Карло

Д.Н. Скороходов,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1,

Г.В. Тихомиров,

НИЯУ "МИФИ", 115409, Москва, Каширское ш., 31

Поступила в редакцию 19.11.2010 г.

Рассматривается проблема смещения оценки локальных функционалов. Демонстрация проблемы проведена с помощью простого численного эксперимента. Проверяется методика априорной оценки погрешности локальных функционалов.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, расчёт слабосвязных систем, проблема сходимости источника, смещение оценки локальных функционалов.

The Problem of Variance Estimating in Monte Carlo Tallies Calculations. *D.N. Skorokhodov, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182, G.V. Tikhomirov, National Research Nuclear University "MEPhI", 31, Kashirskoe Sh., Moscow, 115409.*

This article describes problem of bias variance in Monte Carlo tally calculations. The problem was demonstrated in simple numerical experiment. Method of a priory variance estimation in Monte Carlo tally calculations is verified.

Key Words: Monte Carlo Method, Large System Calculations, Source Convergence Problem, Bias Variance in Tally Calculations.

С ростом производительности вычислительных машин появилась возможность проводить полномасштабные расчёты больших реакторов и хранилищ отработавшего ядерного топлива с помощью программ, основанных на методе Монте-Карло. Но при анализе результатов расчётов обнаружено значительное смещение оценки эффективного коэффициента размножения и локальных функционалов при решении однородного стационарного уравнения переноса нейтронов, что приводит к существенной недооценке погрешности [1].

Обнаруженный эффект может привести к неконсервативным оценкам в задачах, связанных с безопасностью, например, при расчётах хранилищ отработавшего топлива. Для исследования и поиска путей решения этой проблемы в 1999 г. создана международная экспертная группа OECD/NEA [2].

Проблема смещения оценки локальных функционалов при проведении расчётов больших систем (система называется большой, если ее размеры существенно превосходят площадь миграции нейтронов в ней, т.е. $S \gg M^2$) связана с методом решения од-

нородного стационарного уравнения переноса, применяемого в программах, основанных на методе Монте-Карло. Данная задача является задачей на нахождение главных собственного значения K_{eff} и собственной функции и решается, как правило, степенным методом (методом поколений).

Метод последовательного моделирования поколений нейтронов – итерационный метод, особенностью которого служит то, что для разыгрывания нейтронов следующего поколения в качестве источника используются нейтроны предыдущего поколения. Одно поколение – это жизнь нейтрона от рождения в результате реакции деления до смерти в результате утечки, паразитного захвата или поглощения, приводящего к реакции деления. При таком построении итерационного процесса возникает корреляция между соседними поколениями нейтронов, так как нейтроны следующего поколения рождаются вблизи нейтронов предыдущего поколения.

Подробное теоретическое описание механизма и причин возникновения смещений оценок локальных функционалов, возника-

ющих при решении однородного стационарного уравнения методом Монте-Карло, приведено в работах [3, 4].

Рассмотрим реализацию алгоритма оценки локальных функционалов на примере программы MCNP как одной из наиболее известных программ моделирования протекания ядерных процессов с применением метода Монте-Карло.

Значение локального функционала вычисляется программой MCNP как экспериментальное среднее \bar{X} функционала X , разыгранного N раз (N велико):

$$\bar{X} = \left(\sum_{n=1}^N X_n \right) / N.$$

Оценка функционала X вычисляется программой MCNP как экспериментальная дисперсия \bar{X} в предположении независимости X_n : $\bar{\sigma}_X^2 = \frac{1}{N} \left[\left(\sum_{n=1}^N X_n^2 \right) / (N-1) - \bar{X}^2 \right]$.

Истинная оценка, учитывающая корреляции между соседними поколениями, может быть записана следующим образом:

$\sigma_X^2 \approx \bar{\sigma}_X^2 + 2\bar{\sigma}_X^2 \sum_{i=1}^{\infty} r_i$, где r_i — коэффициенты корреляции X_n , причем $\sigma_X^2 > \bar{\sigma}_X^2$ в случае, если корреляции положительны.

Реализованный в программе MCNP алгоритм не учитывает корреляции соседних поколений, что приводит к значительному смещению оценки локальных функционалов при расчёте систем с площадью, существенно превышающей площадь миграции в среде [5]. Также стоит отметить, что недооценка дисперсии не зависит от числа разыгрываемых историй.

Уменьшения смещения оценки локальных функционалов при решении однородного стационарного уравнения методом Монте-Карло можно добиться разбиением расчёта на серию независимых расчётов с использованием различных случайных числовых последовательностей.

В будущих версиях программы MCNP для ускорения сходимости предполагается применять метод Виландта, что также уменьшит смещение оценки локальных функционалов [6].

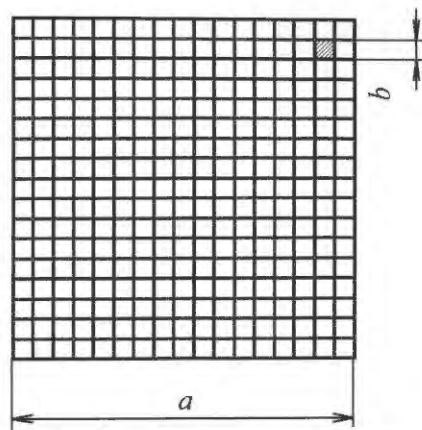


Рис. 1. Геометрия модельной задачи

Для проверки гипотезы о связи точности оценки локальных функционалов и площади рассчитываемой модели проведен численный эксперимент. Помимо исследования смещения оценки локальных функционалов при решении задачи на собственные значения выполнено исследование при решении задачи с внешним источником. Также в ходе численного эксперимента проверена методика априорной оценки погрешности локальных функционалов, предложенная в работе [7].

Для исследования построена простая модель (рис. 1), представляющая собой прямоугольный параллелепипед с фиксированной высотой и квадратным сечением. Сечение имеет размеры $a \times a$ и разбито на 289 одинаковых квадратов размером $b \times b$, где $b = a/17$. На всех границах модели действует граничное условие отражения. Модель гомогенная и состоит из материала, изотопный состав которого приведен в табл. 1. Ядерная концентрация материала $4,0 \cdot 10^{-2}$ барн/см.

Таблица 1. Изотопный состав исследуемой модели

Изотоп	ρ , %
^{235}U	3,1
^{12}C	94,0
^{10}B	2,9

Для данного материала рассчитана площадь миграции нейтронов в среде $M^2 = 1 / (3 \Sigma_{\text{tot}} \Sigma_a)$. Константы, нужные для оценки M^2 , предварительно получены при расчёте элементарной ячейки с помощью программы MCNP. Численно $M^2 \approx 643,0$

см². В каждой ячейке выделен круг диаметром b , внутри которого рассчитывается интегральный поток

$$\Phi_i = \frac{1}{V} \int_E dE \int_t dt \int dV \varphi(r, E, t) \pm \sigma_i, \text{ где } i = 1 \dots 289.$$

Все ячейки находятся в одинаковых условиях и не зависят друг от друга. Поэтому можно рассматривать Φ_i как результаты независимых измерений одной и той же физической величины. Для проверки гипотезы о влиянии площади расчётной модели требовалось провести серию расчётов с моделями разной площади. При изменении площади модели менялся размер ячейки. В качестве единичной площади модели взята площадь миграции $M^2 = S_0$. Проводились расчёты моделей с площадями в диапазоне от 0,01 до 1000 S_0 .

Чтобы локализовать проблему как возникающую исключительно при решении критических задач, исследована подкритическая модель с внешним источником. Проведены расчёты задачи с внешним источником для всего диапазона площадей. В каждом расчёте разыгрывалось 100 000 историй нейтронов. Наряду с относительной дисперсией σ_{MCNP} , полученной по программе MCNP, рассчитана экспериментальная дисперсия

$$s = \frac{1}{m} \sqrt{\frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N (x_i - m)^2}, \quad m = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i,$$

$N = 289$, где x_i – значение интегрального потока в i -й ячейке.

Результаты показывают, что для всего диапазона площадей выполняется условие $\sigma_{MCNP} > s$. Это говорит об отсутствии недооценки локальных функционалов в программе MCNP при решении задачи с внеш-

ним источником. Данный вывод также подтверждается однофакторным дисперсионным анализом. Критерий Фишера выполняется для всех площадей модели.

При исследовании модели с критическим источником, наряду с проверкой гипотезы о влиянии площади модели, также проверялось влияние количества разыгрываемых историй нейтронов на точность оценки локальных функционалов. Проведены серии расчётов с разным количеством разыгрываемых историй нейтронов. Статистические характеристики расчётов представлены в табл. 2.

Таблица 2. Статистические характеристики расчётов с критическим источником

Параметр	Серия		
	1	2	3
Историй в одном поколении	1000	1000	100
Поколений	3 000	500	500
Поколений пропущено	200	200	200

Результаты анализа расчётов критической задачи для всех площадей и серий представлены в табл. 3, показывая, что условие $\sigma_{MCNP} > s$ выполняется для моделей с площадью, меньшей или пропорциональной площади миграции M^2 . Для моделей с площадью, превосходящей площадь миграции в среде, экспериментальная дисперсия значительно превышает дисперсию, рассчитанную по MCNP. Такая ситуация наблюдается для всех серий, что говорит о справедливости гипотезы об отсутствии связи между смещением оценки локальных функцио-

Таблица 3. Результаты расчётов критической задачи

Площадь модели в единицах S_0	Серия					
	1		2		3	
	σ_{MCNP}	s	σ_{MCNP}	s	σ_{MCNP}	s
0,01	0,0004	0,0004	0,0014	0,0011	0,0043	0,0035
0,1	0,0007	0,0006	0,0021	0,0021	0,0066	0,0066
1,0	0,0012	0,0012	0,0038	0,0041	0,0119	0,0120
10,0	0,0025	0,0028	0,0075	0,0100	0,0238	0,0236
50,0	0,0040	0,0105	0,0121	0,0175	0,0386	0,0724
100,0	0,0048	0,0175	0,0147	0,0513	0,0470	0,0982
500,0	0,0072	0,0985	0,0231	0,3292	0,0732	0,3464
1000,0	0,0083	0,1616	0,0273	0,5124	0,1251	1,0295

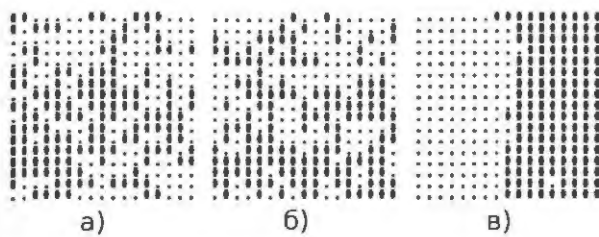


Рис. 2. Графический анализ результатов расчёта критической задачи: а) – площадь модели меньше M^2 ; б) – площадь модели совпадает с M^2 ; в) – площадь модели превышает M^2

налов и количеством разыгрываемых историй.

Наличие смещения оценки локальных функционалов подтверждает однофакторный дисперсионный анализ. Критерий Фишера выполняется только для моделей с площадью, меньшей или пропорциональной M^2 . Для моделей с большей площадью критерий Фишера не выполняется.

Проведен графический анализ, заключающийся в нанесении на рисунок знаков отклонения значения x_i от m в каждой ячейке. На рис. 2 а), б), в) показаны результаты для моделей с площадями $0,01 S_0$, $1 S_0$, $1000 S_0$, соответственно. Знаками “#” и “.” отмечены области, в которых отклонение от среднего положительно и отрицательно, соответственно.

Графический анализ показал, что для моделей с площадью, меньшей или равной M^2 (рис. 2 а), б)), никаких аномалий не наблюдается, а для моделей с площадью, превосходящей M^2 , наблюдается четкая граница (рис. 2 в)).

В работе [7] предлагается учитывать описанный эффект по той же схеме, что и влияние технологических допусков, также оказывающих значительное влияние на деформацию нейтронного поля в больших реакторах. В работе предложена формула для априорной оценки локальных функционалов

$$\sigma_F \geq C_{sh} \frac{S}{M^2} \frac{1}{\sqrt{N_{hist}}}, \text{ где } S - \text{площадь модели, } M^2 - \text{площадь миграции в среде, } N_{hist} - \text{количество разыгрываемых историй, } C_{sh} - \text{коэффициент Шевелёва, зависящий от формы модели.}$$

По данной формуле можно уже до начала расчёта получить нижнюю оценку по-

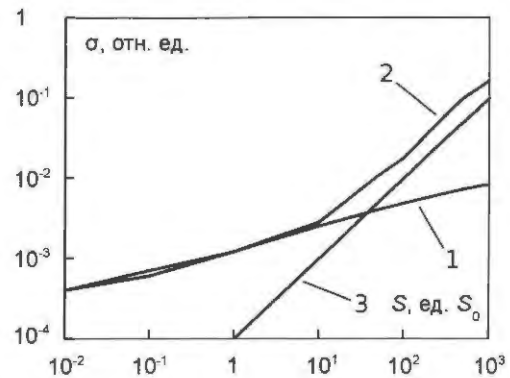


Рис. 3. Априорная оценка погрешности локальных функционалов: 1 – дисперсия, рассчитываемая программой MCNP; 2 – экспериментальная дисперсия; 3 – априорная оценка дисперсии

грешности локальных функционалов. Также по данной формуле, задавшись требуемой погрешностью, вычисляется количество историй, которое необходимо разыграть.

Для всех трех серий проведена оценка σ_F . На рис. 3 представлен результат для серии 1. Как видно из графика, для моделей с площадью меньше или порядка площади миграции значение дисперсии, рассчитываемое программой MCNP (линия 1), совпадает с экспериментальной дисперсией (линия 2). Для моделей с площадью, значительно превосходящей площадь миграции нейтронов, в качестве нижней оценки дисперсии локальных функционалов можно использовать значение σ_F (линия 3).

Заключение

Работа посвящена актуальной проблеме смещения оценки локальных функционалов при расчёте больших систем программами на основе метода Монте-Карло. Для демонстрации проблемы занижения погрешности разработана простейшая гомогенная модель. Проведена серия расчётов модели с разной площадью как значительно меньшей площади миграции в среде, так и существенно ее превосходящей.

Результаты данного численного эксперимента показали, что при площади модели, значительно превышающей площадь миграции, погрешность локальных функционалов, рассчитываемая программой

MCNP, значительно занижается. Также стоит отметить, что при площади модели, значительно превосходящей площадь миграции, отклонения значений локальных функционалов “группируются” в зависимости от знака.

Получены результаты, подтверждающие методику априорной оценки погрешности локальных функционалов [5]. Показано, что предложенная формула работает при площади модели, значительно превосходящей площадь миграции.

Список литературы

1. *Ueki T.* Intergenerational Correlation in Monte Carlo K-Eigenvalue Calculations // Nuclear Science and Engineering, 2002, № 141, с. 101–110.
2. *WPNCs* Expert Group on Source Convergence [сайт] OECD/NEA. URL: <http://www.nea.fr/science/wpncs/convergence/index.html> (дата обращения: 20.05.2010).
3. *Майоров Л.В.* Оценки смещения результатов при расчётах ядерных реакторов и хранилищ

- ядерного топлива методом Монте-Карло // Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 4, с. 243–256.
4. *Олейник Д.С.* Расчёт слабосвязанных систем методом Монте-Карло // Там же, с. 256–264.
 5. *X-5 Monte Carlo Team.* MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-03-1987. 2003.
 6. *Brown F.B., Martin W.R., Mosteller R.D.* Monte Carlo – Advances and Challenges. PHYSOR. LA-UR-08-05891. 2008.
 7. *Городков С.С.* Быстрая оценка погрешности распределения нейтронов в большом реакторе при расчёте методом Монте-Карло // Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 2, с. 115–119.

Контактная информация –

Скороходов Денис Николаевич, инж. I категории, тел.: (499)196-95-37, e-mail: dns@yver.kiae.ru;
Тихомиров Георгий Валентинович, доцент, тел.: (495)323-93-64, e-mail: tgera@mail.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 60–64.

УДК 621.039

Расчёты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000

О.В. Зацепин, Я.З. Кандиев, Е.А. Кашаева, Г.Н. Малышкин, Д.Г. Модестов,
ФГУП “РФЯЦ-ВНИИТФ”, 456770, г. Снежинск Челябинской обл., ул. Васильева, 13
Поступила в редакцию 23.03.2011 г.

Дано описание расчётов методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС с первой топливной загрузкой. Приведены результаты расчётов покассетного и потвэльного распределений энерговыделения с учётом его высотной зависимости при заданных плотностях и температурах материалов для полномасштабной трехмерной модели активной зоны.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, перенос нейтронов, программа ПРИЗМА, ВВЭР-1000.

Calculations for the VVER-1000 Core by the Monte Carlo Method Implemented in the PRIZMA Code. *O.V. Zatsepin, Ya.Z. Kandiev, E.A. Kashaeva, G.N. Malyshekin, D.G. Modestov, Russian Federal Nuclear Center – Zababakhin Institute of Applied Physics (RFNC-VNIITF), 13, Vasil'ev St., Snezhinsk, Chelyabinsk Region, 456770.*

The paper presents calculations performed with the Monte Carlo PRIZMA code for the VVER-1000 core with the first load (Unit 1 of Volgodonsk NPP). They were done for a full scale 3D core model and include assembly- and pin-wise distributions of released energy at different core heights and material densities and temperatures.

Key Words: Monte Carlo Method, Neutron Transport, PRIZMA Code, VVER-1000.

Введение

Современное развитие вычислительной техники и программного обеспечения открывает широкие перспективы для полномасштабного трехмерного моделирования физических процессов, происходящих в активных зонах энергетических реакторов. Использование прецизионных компьютерных программ повысит точность и детальность расчётов, что будет способствовать повышению конкурентоспособности разрабатываемых реакторов, а применительно к работающим энергоблокам выявит пути их модернизации и улучшения технико-экономических параметров.

Одним из инструментов прецизионного моделирования для расчётов нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов и решения задач радиационной защиты служат компьютерные программы на основе метода Монте-Карло. Свободные от упрощающих предположений, свойственных детерминированным методам, они выполняют расчёты в постановке, максимально приближенной к реальной.

В РФЯЦ-ВНИИТФ в течение многих лет развивается универсальная программа ПРИЗМА [1], предназначенная для решения линейных задач переноса частиц методом Монте-Карло. Программа моделирует отдельный и совместный перенос нейтронов, фотонов, электронов, позитронов и ионов на основе библиотек сечений.

Для расчёта нейтронно-физических характеристик систем с делящимися материалами, численного моделирования физических экспериментов на импульсных реакторах и стендах критических сборок применяется метод поколений с постоянным числом точек деления в поколении [2, 3].

По программе ПРИЗМА выполнен большой цикл расчётных исследований характеристик импульсного графитового реактора ИГР [4...15], ядерной и радиационной безопасности контейнеров для перевозки отработавшего топлива [16], хранилищ ядерноопасных материалов [17].

Начиная с 2008 г., в рамках совместных работ НИЦ "Курчатовский институт" и

РФЯЦ-ВНИИТФ разрабатывается полномасштабная компьютерная модель для описания физических процессов, происходящих в активной зоне ВВЭР-1200 энергоблока АЭС-2006, с использованием программ MSU [18] (НИЦ "Курчатовский институт") и ПРИЗМА. В ходе выполнения этих работ в программу ПРИЗМА внедрена усовершенствованная модель термализации нейтронов [19, 20], учитывающая температурную зависимость сечений взаимодействия нейтронов и межатомные связи в молекулах, проведена верификация программы на аналитических решениях, экспериментальных и расчётных тестах.

В 2009 г. по программе ПРИЗМА выполнены расчёты покассетного и потвэльного распределений энерговыделения по высоте активной зоны при заданных плотностях и температурах материалов для полномасштабной модели ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС с первой топливной загрузкой [21]. Технические характеристики модели основаны на проектных данных и данных пусковых экспериментов этого блока. Расчёты проведены в параллельном режиме на многопроцессорном вычислительном комплексе РФЯЦ-ВНИИТФ.

1. Краткое описание возможностей программы ПРИЗМА для решения однородного уравнения переноса нейтронов

Описание взаимодействия нейтронов с веществом. Система константного обеспечения расчётов – библиотека ПРОМ [22] содержит двоичные библиотеки нейтронных констант: БАС [23], ENDF/B-V, -VI, -VII и др. Для описания взаимодействия нейтронов с ядрами вещества в области энергий до 20 МэВ используется представление данных в виде набора реакций из работы [24]. В их число входят реакции: упругое рассеяние, неупругое рассеяние, деление, поглощение, неупругое столкновение с испусканием заряженных частиц, реакции $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ и др.

Для учета зависимости сечений взаимодействия нейтронов от температуры среды применяется модель идеального газа, в ко-

торой распределение атомов по скоростям при тепловом движении описывается усеченным распределением Максвелла. Моделирование траекторий нейтронов при учёте температуры среды осуществляется методом максимального сечения [25].

Для тепловых нейтронов также реализована модель учета химической связи атомов вещества, находящегося в состоянии термодинамического равновесия [19, 20]. В этом случае рассеяние нейтронов описывается тремя реакциями: когерентным упругим, некогерентным упругим и некогерентным неупругим рассеяниями. Модель основана на использовании библиотек оцененных ядерных данных формата ENDF [24].

В области резонансов интегральные сечения взаимодействия описываются табличными функциями, вычисляемыми по данным библиотеки ENDF/B-VI.

Описание геометрии базируется на двухуровневом разбиении системы на составные части. Первый уровень связан с разбиением системы на блоки – автономные части, геометрия которых описывается в собственной (относительной) системе координат независимо от остальных блоков.

Второй уровень связан с разбиением блоков на области, каждая из которых однородна по химическому составу. Температура и плотность вещества в области, как правило, постоянны, но могут задаваться и в виде произвольной функциональной зависимости, например, от пространственных координат.

Предусмотрены одномерные, двумерные и трехмерные блоки. Одномерные блоки (плоский, сферический, цилиндрический) характеризуются изменением одной координаты. Двумерные блоки описывают тела, обладающие осевой или цилиндрической симметрией, внешний контур сечения которых в плоскости симметрии состоит из произвольного набора отрезков прямых, окружностей или эллипсов.

Для описания областей трехмерных блоков существуют две возможности. Первая из них – это традиционный комбинаторный подход, в котором в качестве примитивов рассматриваются различные по-

верхности: плоскости, сферы, цилиндры, конусы и другие поверхности второго порядка [26]. Вторая возможность – это описание области путем перечисления ограничивающих ее кусков поверхностей, вырезаемых из каждой поверхности другими поверхностями.

Взаимное расположение блоков описывается с помощью операций сдвига и поворота, определяющих связь относительной системы координат блока с абсолютной системой координат. Каждый блок вкладывается либо в пустоту, либо в одну или несколько областей другого блока без касания или пересечения границ блоков. Ограничение на глубину вложенности блоков отсутствует.

Существует возможность компактного описания вложения в область одинаковых объектов, расположенных внутри ячеек одного из следующих типов решеток: гексагональной, прямоугольной или косоугольной [27]. Сам объект, описываемый блоком, может иметь сложную трехмерную геометрию, в том числе содержать в себе решетку объектов следующего уровня вложенности.

Для учета случайной структуры дисперсных сред возможно моделирование в стохастической геометрии, описывающей многокомпонентные полидисперсные среды со случайно ориентированными включениями, имеющими форму выпуклых тел вращения с заданным распределением по размерам [28].

Описание результатов. Программа рассчитывает интегральные нейтронно-физические характеристики системы, такие как эффективный коэффициент $K_{эф}$ размножения нейтронов, среднее время жизни нейтронов, среднее число нейтронов деления, а также линейные функционалы потока нейтронов на геометрических поверхностях и в областях системы.

Поверхностные результаты – это токи и потоки частиц, токи и потоки энергии. Областные результаты – это плотность и поток частиц, плотность столкновений, поглощенная энергия, скорости реакций, скорости образования вторичных частиц определенного типа и ряд других.

Областные и поверхностные результаты можно получать в виде свертки с табличной или аналитической функцией от параметров частицы. Любые функционалы могут быть распределенными по пространственным переменным в декартовой, сферической и цилиндрической системах координат, а также по направлению полета частиц и их энергии.

Для получения более детальной информации о процессе распространения частиц используется возможность выделения вклада частиц, траектории которых удовлетворяют определенным условиям, описывающим диапазоны изменения фазовых координат частицы и ряда дополнительных параметров [29]. Для оценки влияния на функционалы малых возмущений геометрии, химического состава или плотности веществ применяется метод коррелированных траекторий, позволяющий получать в одном расчёте результаты нескольких вариантов задачи [3].

Неаналоговое моделирование. Особенностью реализации метода поколений в программе ПРИЗМА является разделение процесса генерации следующего поколения и оценки функционалов для текущего поколения на две стадии. Это позволяет применять в полном объеме методы неаналогового моделирования, разработанные в программе ПРИЗМА для решения неоднородного уравнения переноса [30], на второй стадии для повышения эффективности расчётов радиационной защиты, характеристик нейтронного и гамма-излучений в детекто-

рах, расположенных внутри и вне активной зоны реактора, и т.д.

2. Расчёты нейтронно-физических характеристик ВВЭР-1000

2.1. Постановка задачи

Рассматривается трехмерная модель ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС [21]. Активная зона состоит из 163 гексагональных тепловыделяющих сборок (ТВС) различного типа, окруженных отражателем, в состав которого входят, начиная от центра, водяной зазор, стальная выгородка с цилиндрическими каналами, заполненными водой, водяной зазор, шахта реактора, вода, корпус реактора. Каждая ТВС состоит из 331-й гексагональной ячейки, из которых 312 ячеек содержат твэлы разного обогащения по изотопу ^{235}U .

Поглощающие элементы (ПЭЛ) в определенных ТВС образуют группы общим числом 10. ПЭЛы одной группы двигаются одинаково и перемещаются по высоте между положениями верхнего и нижнего концевых выключателей (НКВ). Положение группы задается процентом ее извлечения (от 0 до 100 %).

Расчёты распределения числа делений по активной зоне с учетом его высотной зависимости выполнены для четырех критических состояний (2, 7, 15, А1) и двух подкритических состояний (А2, А3), характеристика которых дана в табл. 1.

В расчётах использованы данные по взаимодействию нейтронов библиотеки

Таблица 1. Состояния 1-го блока ВВЭР-1000 Волгодонской АЭС

№ состояния	№ регул. группы	Положение регул. группы, % извлечения	№ группы на НКВ	T, °C	Плотность воды, г/см ³	Концентрация борной кислоты, г/кг
2	10	82		278,5	0,76802	7,39
7	10	64	9	271,1	0,78016	6,90
15	10	25		279,2	0,76650	7,23
А1	10	80		278,2	0,76814	7,39
А2			1...10	278,2	0,76814	7,39
А3			1...10, кроме ТВС № 17	278,2	0,76814	7,39

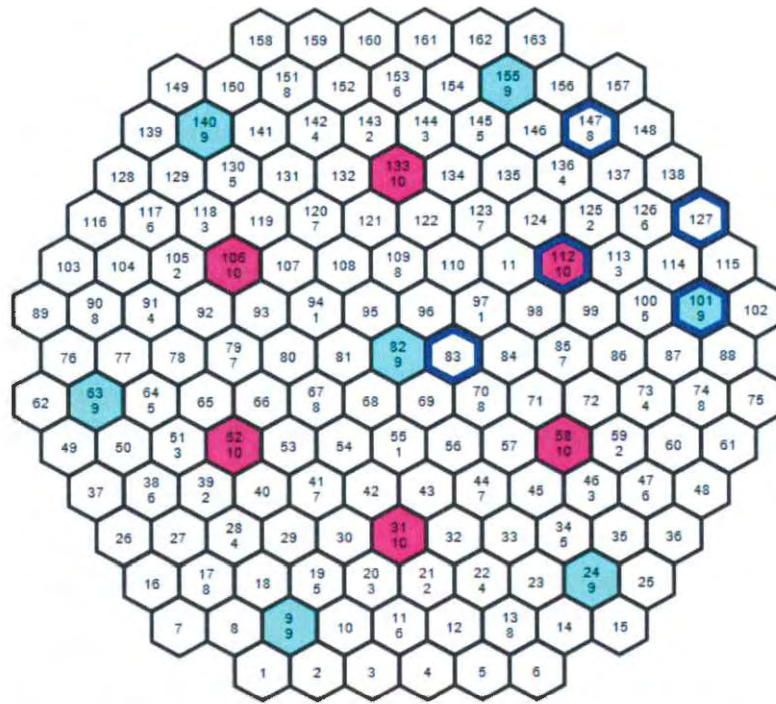


Рис. 1. Положение групп ПЭЛ в состоянии № 7 (верхняя цифра – номер ТВС, нижняя цифра – номер группы ПЭЛ)

ENDF-B/VI. При оценке статистической погрешности корреляция между вкладами в оценки функционалов на соседних поколениях не учитывается.

2.2. Расчёты высотного распределения энерговыделения в ТВС

Расчёты покассетного распределения энерговыделения выполнены при следующих параметрах моделирования:

- нейтроны нулевого поколения распределены по всем твэлам активной зоны (вероятность рождения в твэле с заданным обогащением пропорциональна произведению числа твэлов данного обогащения на коэффициент обогащения; все твэлы одного обогащения равновероятны);

- число точек деления в поколении – $1\,024 \cdot 10^3$, что при среднем числе $\sim 2,46$ нейтронов в одном акте деления, характерном для данных расчётов, соответствует моделированию $\sim 2\,519 \cdot 10^3$ нейтронов в поколении;

- число активных поколений – 500, число отброшенных поколений – 300, т.е. число промоделированных активных историй равно $\sim 1,259 \cdot 10^9$.

В табл. 2 приведены значения эффективного коэффициента $K_{эф}$ размножения нейтронов, рассчитанные по программе

ПРИЗМА, а также результаты расчёта $K_{эф}$ по программе MCU-PD [31] и значения отклонений между результатами, полученными по двум программам.

Т а б л и ц а 2. Эффективный коэффициент $K_{эф}$ размножения нейтронов

№ состояния	ПРИЗМА	MCU-PD	Отклонение Δ^* , %
2	1,0017	1,0025	0,08
7	1,0010	1,0019	0,09
15	1,0019	1,0028	0,09
A1	1,0017	1,0025	0,08
A2	0,9375	0,9391	0,17
A3	0,9535	0,9551	0,17

$$*\text{отклонение } \Delta = \frac{K_{эф}^{MCU} - K_{эф}^{ПРИЗМА}}{K_{эф}^{MCU}} \cdot 100 \%$$

Как видно из таблицы, различие в значениях $K_{эф}$, рассчитанных по программам ПРИЗМА и MCU-PD, не превышает 0,1 % для критических состояний и 0,2 % для подкритических состояний.

Для расчётов высотного распределения энерговыделения активная зона разбита на 42 одинаковых слоя по высоте. Ниже приводятся некоторые результаты расчётов для состояния № 7, изображенного на рис. 1

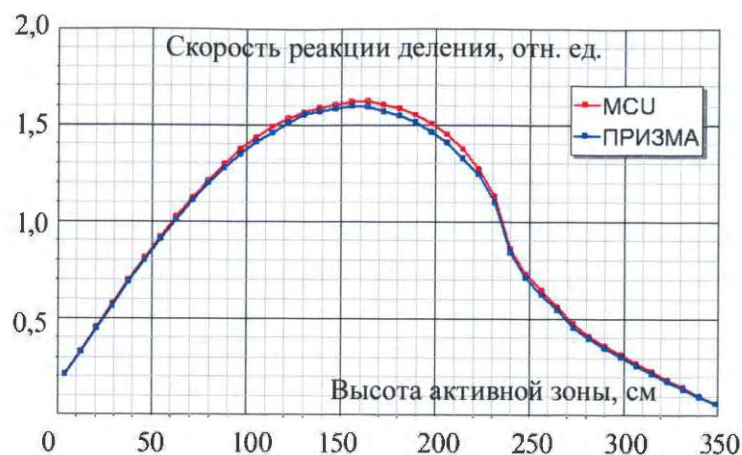


Рис. 2. Распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в ТВС № 112

(жирным выделены ТВС, в которых оценивались результаты).

На рис. 2 приведено распределение скорости реакции деления для состояния № 7 в ТВС № 112 по высоте активной зоны, рассчитанное по программам ПРИЗМА и MCU-PD [31]. В данной ТВС поглощающие стержни регулирующей группы № 10 извлечены на 64 %, что приводит к изгибу кривой энерговыделения.

Как видно, между программами ПРИЗМА и MCU-PD также наблюдается хорошее согласие результатов. Статистическая погрешность оценки по программе ПРИЗМА покассетного распределения энерговыделения при разбиении активной зоны на 42 слоя по высоте не превышает 1 % для центральных слоев и 3 % для крайних.

2.3. Расчёты высотного распределения энерговыделения в твэлах

Расчёты потвэльного распределения числа делений по активной зоне с учётом его высотной зависимости выполнены при тех же параметрах моделирования, что и в расчётах покассетного распределения, со следующими изменениями: число активных поколений – 6 000, число отброшенных поколений – 300, т.е. число промоделированных активных историй равно $\sim 15 \cdot 10^9$.

На рис. 3 для ТВС № 112 приведены кривые распределений по высоте скорости реакции деления в трех твэлах, ограничивающие снизу и сверху все кривые распределений в твэлах данной ТВС, а также высотное распределение, среднее по ТВС.

Ниже на рис. 4...8 приведены потвэльные распределения по высоте скорости реакции деления во всех 312-ти твэлах каж-

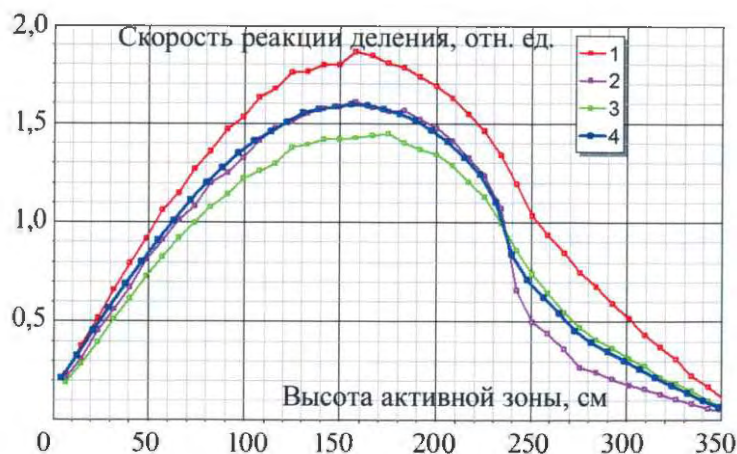


Рис. 3. Распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в ТВС № 112: 1, 2, 3 – твэлы; 4 – среднее по ТВС

дой из пяти ТВС, отмеченных на рис. 1. В отличие от приведенных ранее результатов данные распределения по высоте в каждом твэле нормированы на полное число деле-

ний в твэле. Это позволяет увидеть, насколько сильно отличаются высотные зависимости энерговыделения в различных твэлах одной ТВС.

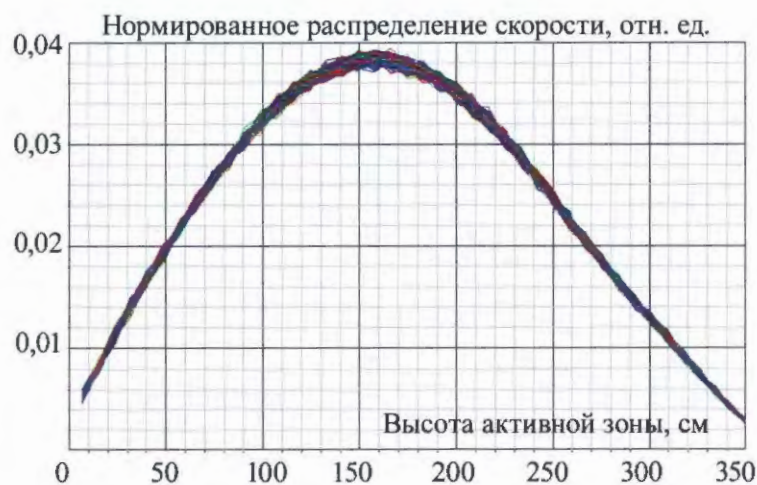


Рис. 4. Нормированное распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в 312-ти твэлах ТВС № 83

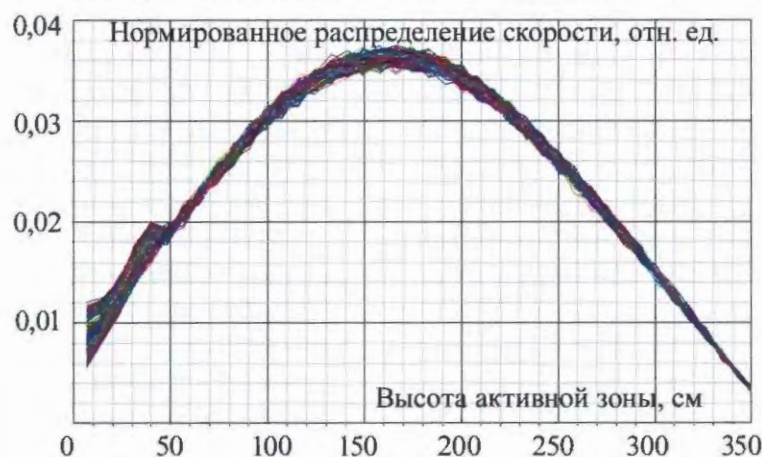


Рис. 5. Нормированное распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в 312-ти твэлах ТВС № 101

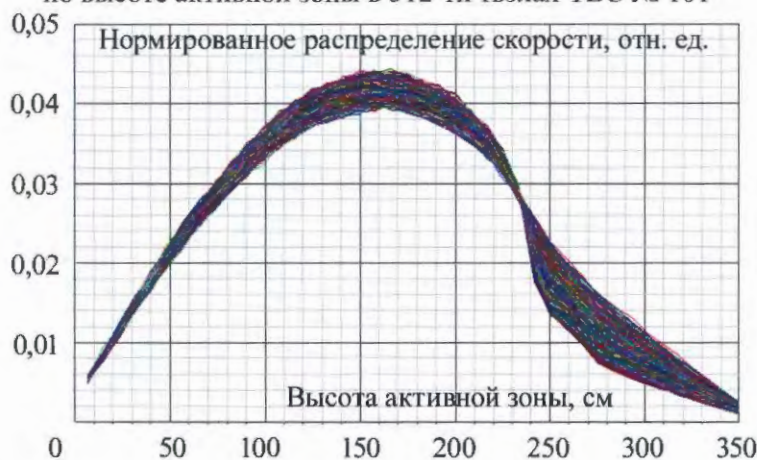


Рис. 6. Нормированное распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в 312-ти твэлах ТВС № 112



Рис. 7. Нормированное распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в 312-ти ТВЭлах ТВС № 127

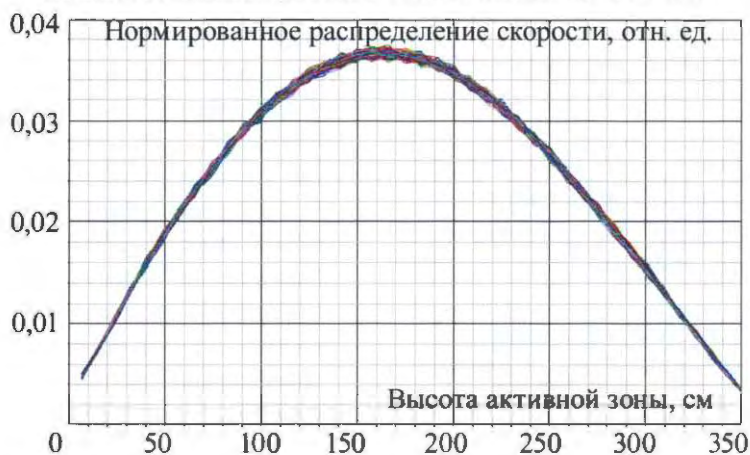


Рис. 8. Нормированное распределение скорости реакции деления по высоте активной зоны в 312-ти ТВЭлах ТВС № 147

Как видно на приведенных рисунках, для тех ТВС, в которых отсутствуют поглощающие стержни, нормированные распределения энерговыделения по высоте во всех ТВЭлах близки друг другу (ТВС №№ 83, 127, 147). В то же время для ТВС №№ 101 и 112, содержащих ПЭЛы, такого согласия не наблюдается, поэтому именно для таких ТВС потвальные расчёты высотного распределения энерговыделения представляют наибольший практический интерес.

Статистическая погрешность оценки потвального распределения энерговыделения в отдельном слое для пяти рассмотренных ТВС при разбиении активной зоны на 42 слоя по высоте не превышает 8 % для подкритических состояний и 6 % для критических. Максимальные значения статистической погрешности приходятся на верхние слои активной зоны, в центральных

слоях погрешность лежит преимущественно в пределах 1...2 %.

Заключение

В рамках совместных работ НИЦ "Курчатовский институт" и РФЯЦ-ВНИИТФ по программе ПРИЗМА проведены расчёты эффективного коэффициента размножения нейтронов, покассетного и потвального распределений энерговыделения с учетом его высотной зависимости при заданных плотностях и температурах материалов для полномасштабной трехмерной модели ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС с первой топливной загрузкой. Результаты расчётов находятся в хорошем согласии с результатами, полученными по программе MCU-PD. Работа выполнена в рамках НИР по проекту АЭС-2006.

Авторы статьи приносят благодарность сотрудникам НИЦ "Курчатовский институт" Е.А. Гомину, Д.С. Олейнику и С.С. Городкову за постановку задачи, консультации и обсуждение результатов и Э.С. Куропатенко за ценные замечания по улучшению текста статьи.

Список литературы

1. *Arnautova M.A., Kandiev Ya.Z., Lukhminskiy V.E., Malyshkin G.N.* Monte Carlo simulation in nuclear geophysics. In comparison of the PRIZMA Monte Carlo program and benchmark experiments // Nucl. Geophysics, 1993, v. 7, № 3, p. 407–418.
2. *Бусленко Н.П., Голенко Д.И., Соболев И.М., Срагович В.Г., Шрейдер Ю.А.* Метод статических испытаний (метод Монте-Карло). М.: Физматгиз, 1962.
3. *Кандиев Я.З., Малахов А.А., Серова Е.В., Спирина С.Г.* Оценка эффекта малых возмущений в многовариантных расчётах по программе ПРИЗМА-Д // Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 3, с. 203–210.
4. *Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Малышкин Г.Н., Самарин С.И., Шмаков В.М., Павшук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Черепнин Ю.С.* Верификация методик расчёта характеристик импульсного графитового реактора. Там же, 1996, т. 80, вып. 3, с. 150–153.
5. *Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З., Самарин С.И., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С.* Исследование трехмерного нейтронного поля в активной зоне ИГР. Там же, 1997, т. 82, вып. 6, с. 407–413.
6. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Литвин В.И., Малышкин Г.Н., Самарин С.И., Шмаков В.М., Васильев А.П., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С.* Эффект "просветления" уран-графитового топлива ИГР. Там же, 1998, т. 85, вып. 5, с. 419–422.
7. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Рукавишников Г.В., Васильев А.П., Вурим А.Д., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Колтышев С.М., Пахниц В.А., Скивка А.С.* Исследование нейтронного поля в центральном канале ИГР при движении поглотителя нейтронов. Там же, вып. 6, с. 474–476.
8. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Казьмин Ю.М.* Расчётное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА-Д. Там же, 2000, т. 88, вып. 2, с. 83–88.
9. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Садыкова М.О., Садыков Н.Р., Шибаршов Л.И., Шмаков Д.В., Щербина А.Н., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С., Васильев А.П., Павшук В.А.* Расчётно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР. Там же, вып. 4, с. 247–251.
10. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С., Васильев А.П., Павшук В.А., Рычев А.С.* Расчётно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР. Там же, т. 89, вып. 3, с. 233–237.
11. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И., Шмаков Д.В., Щербина А.Н., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Скивка А.С., Васильев А.П., Павшук В.А.* Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР. Там же, 2001, т. 90, вып. 1, с. 17–21.
12. *Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С., Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Щербина А.Н., Васильев А.П., Павшук В.А.* Расчётно-экспериментальное исследование особенностей времени жизни нейтронов в ИГР // Вестник НЯЦ РК. Атомная энергетика и безопасность АЭС, 2001, вып. 1, с. 85–89.
13. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Рукавишников Г.В., Садыков Н.Р., Шмаков Д.В., Щербина А.Н., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Скивка А.С., Васильев А.П., Малинкин В.М., Каминский А.С., Павшук В.А.* Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР // Атомная энергия, 2001, т. 90, вып. 4, с. 251–256.
14. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Щербина А.Н., Жотабаев Ж.Р., Казьмин Ю.М., Пахниц В.А., Васильев А.П., Малинкин В.М., Павшук В.А., Никипорец Ю.А.* Контроль перемещения расплава делящегося материала в экспериментальном канале ИГР с помощью малогабаритных детекторов нейтронов. Там же, 2002, т. 92, вып. 3, с. 221–226.
15. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Щербина А.Н., Гайдачук В.А., Демко В.А., Казьмин Ю.М., Васильев А.П., Павшук В.А.* Расчётное исследование особенностей времени жизни нейтронов ИГР. Там же, 2004, т. 96, вып. 1, с. 24–28.
16. *Горин Н.В., Кандиев Я.З., Чернухин Ю.И.* Обоснование ядерной и радиационной безопасности контейнера для отработавших ТВС реакторов АМБ Белоярской АЭС. Там же, 2006, т. 100, вып. 6, с. 423–428.

17. Горин Н.В., Горновой Г.А., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Самарина С.В., Щербина А.Н., Гайдачук В.А., Казьмин Ю.М., Чернядьев В.В., Мальцев В.В., Васильев А.П. О возможности создания методики оценки ядерной безопасности могильника АЭС // Вестник НЯЦ РК. Атомная энергетика и безопасность АЭС, 2002, вып. 1, с. 75–80.
18. Гомин Е.А. Статус MCU-4 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 6–32.
19. Модестов Д.Г. Использование приближения мгновенного столкновения для моделирования переноса медленных нейтронов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2008, вып. 3, с. 55–67.
20. Модестов Д.Г. К вопросу об описании рассеяния медленных нейтронов в формате ENDF. Там же, с. 47–54.
21. Зацепин О.В., Калугин М.А., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г., Олейник Д.С., Сухино-Хоменко Е.А. Полномасштабная математическая модель переноса нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР-1000, основанная на методе Монте-Карло и реализованная на многопроцессорных ЭВМ // Материалы междунар. конф. “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, Подольск, 26–29 мая 2009 г.
22. Кандиев Я.З., Куропатенко Э.С., Черепанова Е.И., Шмаков В.М. Библиотеки системы константного обеспечения расчётов КОБРА. Использование библиотек ENDL, ENDF // ВАНТ. Сер. Методики и программы численного решения задач математической физики, 1986, вып. 1, с. 45–47.
23. Vasil'ev A.P., Kuropatenko E.S., Lyutov V.D., Orlov A.I., Shmakov V.M. Nuclear Data Library-BAS. The history of development and validation for criticality safety calculations // Proc. of the int. conf. of nuclear criticality safety ICNC'95, Albuquerque, New Mexico, USA, September 17–21, 1995, pp. 2.56–2.60.
24. *VcLane V.* ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6, National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory Upton, N.Y. 11973-5000. <http://www.nndc.bnl.gov/nndcscr/> documents/cndf/endl102/endl102.pdf (дата обращения: 07.09.2005).
25. Огибин В.Н., Орлов А.И. Применение метода “мажорирующего сечения” для моделирования прохождения нейтронов в движущейся среде // ВАНТ. Сер. Методики и программы численного решения задач математической физики, 1984, вып. 2(16), с. 69.
26. Адеев А.В., Адеева А.В., Павлова Н.П. О геометрическом обеспечении расчётов Монте-Карло в РФЯЦ-ВНИИТФ. Препринт РФЯЦ-ВНИИТФ № 160, Снежинск, 1999.
27. Гребенкин К.Ф., Кандиев Я.З., Малышкин Г.Н., Куропатенко Э.С. Расчёты коэффициента размножения нейтронов в периодических критических сборках // ВАНТ. Сер. Теоретическая и прикладная физика, 1989, вып. 3, с. 31–32.
28. Malyshkin G.N., Kashaeva E.A., Mukhamadiev R.F. Stochastic Geometry in PRIZMA Code // The J. Int. Topical Meeting on Mathem. and Computat. and Supercomp. in Nuclear Applications, Monterey, California, USA, April 15–19, 2007.
29. Кандиев Я.З., Серова Е.В. Меченые частицы в расчётах задач переноса излучения методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА // Атомная энергия, 2005, т. 98, вып. 6, с. 386–393.
30. Кандиев Я.З. Неаналоговое моделирование в программе ПРИЗМА // VIII Всес. совещание “Методы Монте-Карло в вычислительной математике и математической физике”, Тезисы докладов, ч. 2, с. 42–45. Новосибирск, 1991.
31. Дементьев В.Г., Олейник Д.С. Расчёт нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 методом Монте-Карло по программе MCU-PD, сравнение с результатами расчётов по программе БИПР-7А и экспериментальными данными // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 1, с. 47–58.

Контактная информация –

*Малышкин Геннадий Нифодиевич, нач. отдела,
тел.: 8(35146)548-05, e-mail: g.n.malyshkin@vniitf.ru*

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 64–73.

Расчётное моделирование критических экспериментов на стенде РБМК с модернизированной графитовой кладкой

Ю.В. Алимов, В.К. Давыдов, А.П. Жирнов, Л.В. Решетин, И.М. Рождественский,
 ОАО "НИКИЭТ", 107140, Москва, Малая Красносельская ул., 2/8,
Е.А. Гомин, В.Е. Житарев, В.М. Качанов,
 НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1
 Поступила в редакцию 25.03.2011 г.

Представлены результаты расчётного моделирования экспериментов на стенде РБМК с модернизированной графитовой кладкой и их сравнение с экспериментальными результатами. Эксперименты проведены в 2007 г. в обоснование проекта 5-го энергоблока Курской АЭС. Нейтронно-физические расчёты выполнены с использованием программных комплексов MCU-KNV, MCNP4A, SADCO. Цель расчётных исследований – дополнительная верификация программных средств, применяемых в расчётах канальных уран-графитовых реакторов.

Ключевые слова: критический стенд, модернизированная графитовая кладка, компенсация реактивности, прецизионный расчёт методом Монте-Карло.

Calculated Modeling of Critical Experiments on RBMK Mock-up with Modified Graphite Blocks.
Yu.V. Alimov, V.K. Davydov, A.P. Zhirnov, L.V. Reshetin, I.M. Rozhdestvenskiy, JSC "RDIPE", 2/8, Malaya Krasnosel'skaya St., Moscow, 107140, E.A. Gomin, V.E. Zhitarev, V.M. Kachanov, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

Results of calculational modeling of critical experiments on RBMK mock-up with modified graphite blocks are presented and compared with experimental results. Experiments were performed in 2007 for support of the Kursk-5 NPP project. Neutronic calculations were performed using MCU-KNV, MCNP4A, and SADCO codes. The purpose of computational research is additional verification of codes to be used for RBMK reactor analysis.

Key Words: Critical Mock-up, Modified Graphite Block, Reactivity Compensation, Monte Carlo Precise Calculation.

Введение

Стенд РБМК с модернизированной графитовой кладкой является физической моделью реактора 5-го энергоблока Курской АЭС и используется для экспериментального исследования нейтронно-физических характеристик начальной загрузки реактора. В модернизированной кладке при сохранении шага решетки каналов за счёт применения восьмигранных блоков количество графита в ячейке уменьшается на ~ 20 %.

При сохранении конструкции тепловыделяющих сборок (ТВС) это обеспечивает увеличение уран-графитового отношения в активной зоне и приводит к изменению эффектов и коэффициентов реактивности, в первую очередь пустотного (парового) эффекта реактивности теплоносителя. Определение эффектов реактивности, связанных с изменением плотности теплоносителя в

каналах с ТВС, является важной задачей физических исследований, и экспериментальные данные используются в качестве реперных результатов.

После принятия решения о завершении строительства 5-го блока Курской АЭС на стенде РБМК выполнена серия экспериментов для верификации расчётных кодов в обоснование начальной загрузки реактора и экспериментального определения нейтронно-физических характеристик критических систем с модернизированной кладкой [1].

Расчётное моделирование экспериментов проведено с применением прецизионных кодов MCU-KNV [2] (далее MCU), MCNP4A [3] (далее MCNP) и кода SADCO [4]. В соответствии с рабочей программой выполнена серия экспериментов со сборками, содержащими кластерные регулирующие органы (КРО) и кластерные дополнительные поглотители (КДП).

1. Краткое описание стенда РБМК

Графитовая кладка стенда имеет размер 4,5×4,5×4,1 м и состоит из блоков различной конфигурации (рис. 1). Центральная часть графитовой кладки (196 колонн) собрана из модернизированных графитовых блоков – восьмигранных призм со стороной основания 103 мм. По периметру этой части кладки расположен ряд колонн из шестигранных блоков. Последний периферийный ряд состоит из четырехгранных блоков со стороной основания 250 мм. В кладке размещены 324 вертикальных каналов с трубами диаметром 88/80 мм из сплава

САВ-6, решетка каналов квадратная с шагом 250 мм. Высота активной зоны стенда по топливу составляет 3,46 м.

В зависимости от решаемых задач в каналы устанавливаются различные элементы загрузки реактора: ТВС, ДП, имитаторы стержней СУЗ, стержни СУЗ стенда. Все элементы активной зоны имеют незначительные отклонения от штатной конструкции, но высота активной зоны равна половине высоты реактора. Этот факт в совокупности с конструктивными особенностями определяет длину поглотителя в используемых моделях ДП и стержней СУЗ. Каждый элемент загрузки, а также детекторы и

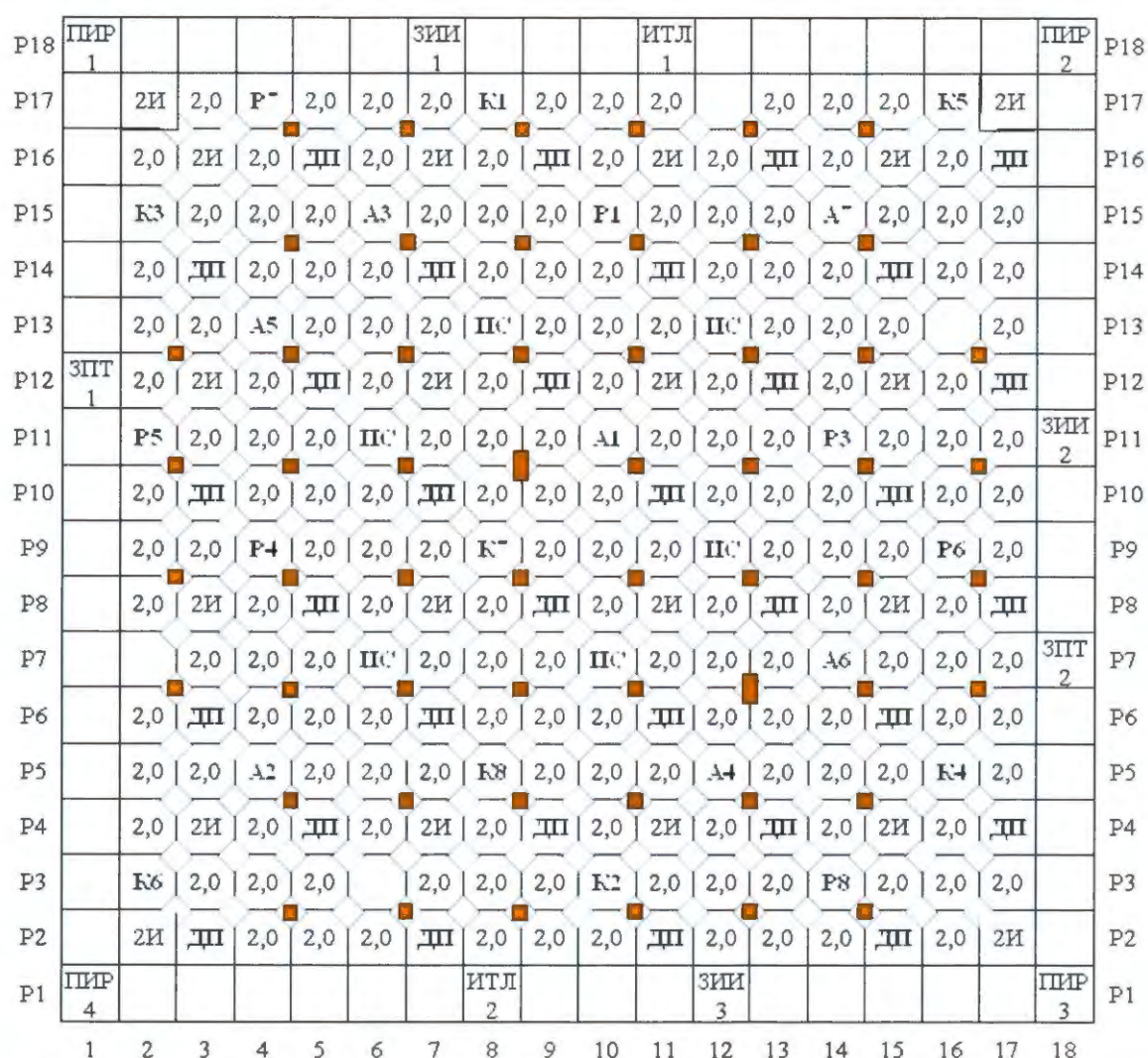


Рис. 1. Картограмма загрузки исследованных сборок: 2,0 – ТВС 2 % (диоксид); 2И – ТВС 2 % с имитаторами интенсификаторов теплообмена; ДП – дополнительный поглотитель (стальной или кластерный); ИС – имитатор стержня СУЗ; А1... – стержни АЗ; К1... – стержни КО компенсации реактивности; Р1... – стержни ручного регулирования (РР); ■ – камера “Кентавр” (КНТ-5); ■ – гирлянда высотных камер “Кентавр” (КНТ-5); ПИР, ЗИИ, ИТЛ, ЗПТ – датчики нейтронного потока

стержни СУЗ на нижнем концевике (НК) располагаются по высоте симметрично относительно средней плоскости активной зоны.

Для измерения пространственных распределений плотности потока тепловых нейтронов по активной зоне применялась многоканальная автоматизированная система КЕНТАВР. В модернизированной кладке малогабаритные камеры системы располагаются в вертикальных квадратных каналах в углах ячеек: 54 в средней горизонтальной плоскости для измерения радиальных распределений, а две гирлянды по 7 камер для высотных распределений (Н1 в канале 10-8, Н2 в канале 6-12).

Для исследования характеристик КРО в модернизированной графитовой кладке на стенде имеются 3 кластерных стержня СУЗ с поглощающими элементами высотой 375 см и диаметром 8,2 мм, содержащими порошок титаната диспрозия с плотностью не менее $4,9 \text{ г/см}^3$, которые могут размещаться в каналах имитаторов СУЗ.

2. Методика расчётов и расчётные коды

Для проведения расчётных исследований применены прецизионные коды MCU и MCNP, использующие метод Монте-Карло (МКК), а также программный комплекс SADCO, в котором уравнение переноса нейтронов решается в двухгрупповом диффузионном приближении с применением нодальных методов.

В расчётах по коду MCNP использована стандартная библиотека нейтронных сечений ENDF60 в поточечном представлении, основанная на файлах оцененных данных ENDF/B-VI. В расчётной модели по коду MCU применяется библиотека нейтронных данных MDBKNV50.

В конфигурации составного физическо-го модуля используется подмодуль ФИМБРОЭН в диапазоне энергий нейтронов 10,5 МэВ...4,65 эВ на основе библиотеки БНАБ MCU. В тепловой области спектра применяется подмодуль ФИМТОЭН с библиотекой VESTA и поточечным представлением сечений. В расчётах по программному ком-

плексу SADCO использованы макросечения, полученные из полномасштабного расчёта стенда по коду MCU.

3. Результаты расчётных исследований

На основании расчётного анализа экспериментальных данных установлено, что скомпенсировать избыточную реактивность начальной загрузки реактора с применением только одних стальных ДП (СДП) невозможно. Поэтому принят вариант с использованием комбинации СДП и КДП.

В экспериментах модель КРО, адаптированная к условиям стенда, исследовалась в критической сборке, представляющей собой фрагмент полномасштабной начальной загрузки реактора из 256 каналов. Исходная сборка содержала 192 ТВС 2 % обогащения, три имитатора СУЗ (ИСУЗ), а в качестве ДП – 32 СДП (сборка 3А). КРО загружались в каналы ячеек сборки вместо штатных ИСУЗ.

Экспериментально исследованы следующие состояния:

1. Исходная сборка 3А (32 СДП, 3 ИСУЗ) в состоянии компенсации (КО, РР5,7 на верхнем концевике (ВК), РР3 – 255 см (здесь и ниже по указателю положения), остальные РР-НК).
2. 32 СДП, 2 ИСУЗ, 1 КРО (ИСУЗ в канале Р13-8 заменен на КРО, компенсация: КО, РР5,7-ВК, РР3 – 305 см, остальные РР-НК).
3. 32 СДП, 1 ИСУЗ, 2 КРО (дополнительно замена ИСУЗ в канале Р7-6 на КРО, компенсация: КО-ВК, РР5 – 210 см, остальные РР-НК).
4. 32 СДП, 3 КРО (дополнительно замена ИСУЗ в канале Р13-12 на КРО, компенсация: КО1,2,3,5,6,7,8-ВК, КО4 – 165 см, все РР-НК).
5. 24 СДП, 3 КРО, 8 КДП (сборка № 3А-8-24). Все стержни КО, РР – на ВК.
6. 24 СДП, 2 КРО, 8 КДП. Компенсация: КО, РР1,3,5,7-ВК, РР4 – 290 см, остальные РР-НК.
7. 24 СДП, 8 КДП. Компенсация: КО, РР5-ВК, РР7 – 360 см, остальные РР-НК.

Таблица 1. Результаты расчётов $K_{эф}$ критсборок

Состояние	$K_{эф}$				$\delta^{**}, \%$
	MCNP	MCU	ММК*	SADCO	
1	$0,9994 \pm 0,0003$	$1,0013 \pm 0,0002$	$1,0004 \pm 0,0003$	0,9977	0,04
2	$0,9997 \pm 0,0003$	$1,0021 \pm 0,0002$	$1,0009 \pm 0,0003$	0,9980	0,09
3	$1,0000 \pm 0,0003$	$1,0022 \pm 0,0002$	$1,0011 \pm 0,0003$	0,9980	0,11
4	$0,9996 \pm 0,0003$	$1,0022 \pm 0,0002$	$1,0009 \pm 0,0003$	0,9978	0,09
5	$1,0004 \pm 0,0003$	$1,0002 \pm 0,0002$	$1,0003 \pm 0,0003$	1,0031	0,03
6	$0,9997 \pm 0,0003$	$0,9995 \pm 0,0002$	$0,9996 \pm 0,0003$	1,0013	-0,04
7	$1,0003 \pm 0,0003$	$0,9988 \pm 0,0002$	$0,9996 \pm 0,0003$	1,0040	-0,04
8	$1,0000 \pm 0,0003$	$0,9971 \pm 0,0002$	$0,9986 \pm 0,0003$	1,0000	-0,14

* – среднее значение $K_{эф}$ в расчётах по ММК

** – относительная погрешность расчёта ММК ($\delta = (K_{эф}^{ММК} - K_{эф}^{экс}) / K_{эф}^{экс}$)

8. 16 СДП, 16 КДП (сборка № 3А-16-16). Компенсация: КО, РР1,3,5,7-ВК, РР4 – 333 см, остальные РР-НК.

Расчётные исследования данных экспериментов проведены по кодам MCNP, MCU и комплексу SADCO. Результаты приведены в табл. 1.

Статистическая погрешность $K_{эф}^{ММК}$ (1σ) приведенных результатов составляет $\pm 0,0003$ ($20 \cdot 10^6$ историй нейтронов в каждом состоянии).

Для состояний 1 (исходная сборка № 3А) и 8 (сборка № 3А_16_16) проведены расчёты радиальных и аксиальных распределений потока нейтронов в местах расположения датчиков измерительного комплекса КЕНТАВР. Результаты измерений и расчётов приведены на рис. 2...5. В расчётах радиальных распределений сравниваются значения потоков нейтронов в рядах расположения датчиков (рис. 1), в точке пересечения которых находится максимум поля. Нумерация рядов по X – слева направо, по Y – снизу вверх.

Радиальный коэффициент K_r неравномерности поля нейтронов в сборке 3А равен 2,3 по измерениям и 2,3...2,35 по расчётам. Коэффициент K_z аксиальной неравномерности по измерениям в высотных гирляндах Н1 и Н2 равен 1,33...1,34, по расчётам 1,36...1,37.

При переходе к сборке № 3А_16_16 (замена 16-ти СДП на КДП) K_r снижается до 2,11 по измерениям и до 2,12...2,14 по расчётам. Значение K_z практически не меняется. Согласие между расчётом и экспериментом можно признать хорошим.

Обоснование выбора начальной загрузки активной зоны реактора 5-го блока Курской АЭС основано на сравнении и анализе результатов экспериментов на стенде и расчётов нейтронно-физических характеристик стенда и реактора.

В качестве примера приведем результаты расчётно-экспериментальных исследований эффекта обезвоживания ТВС в критических состояниях сборки № 3А_16_16 стенда РБМК (192 ТВС, вариант 8 табл. 1)

Таблица 2. Эффект обезвоживания ТВС

	Стенд (сб. 3А_16_16)		Сборка 4×4 полиячеек
	Эксперимент	Расчёт (MCNP)	Расчёт (MCNP)
Критика	1,0	$1,0000 \pm 0,0003$	$0,9998 \pm 0,0003$
$\Delta\rho_{ТВС}, \beta_{эф}$	-7,6	$-7,0 \pm 0,1$	$-8,2 \pm 0,1$

Таблица 3. Доля поглощенных нейтронов, %

	Стенд (сб. № 3А_16_16)	Сборка 4×4 полиячеек
ТВС	79,8	79,5
ДП	11,7	12,6

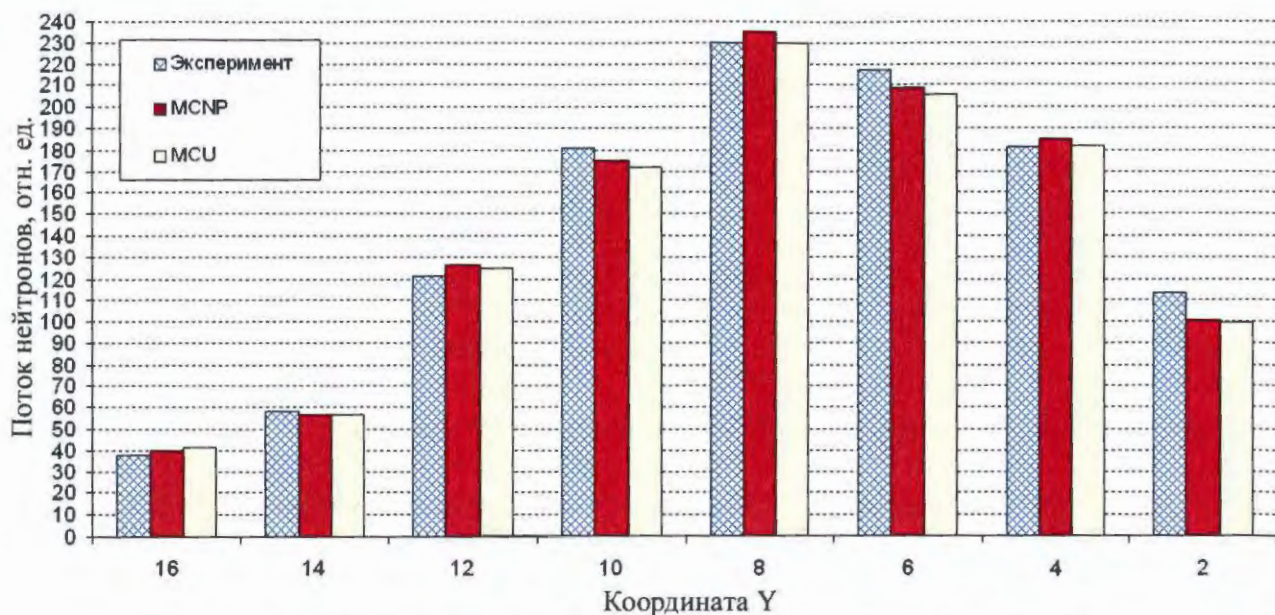


Рис. 2. Распределение потока нейтронов в направлении 0Y (сборка 3А)

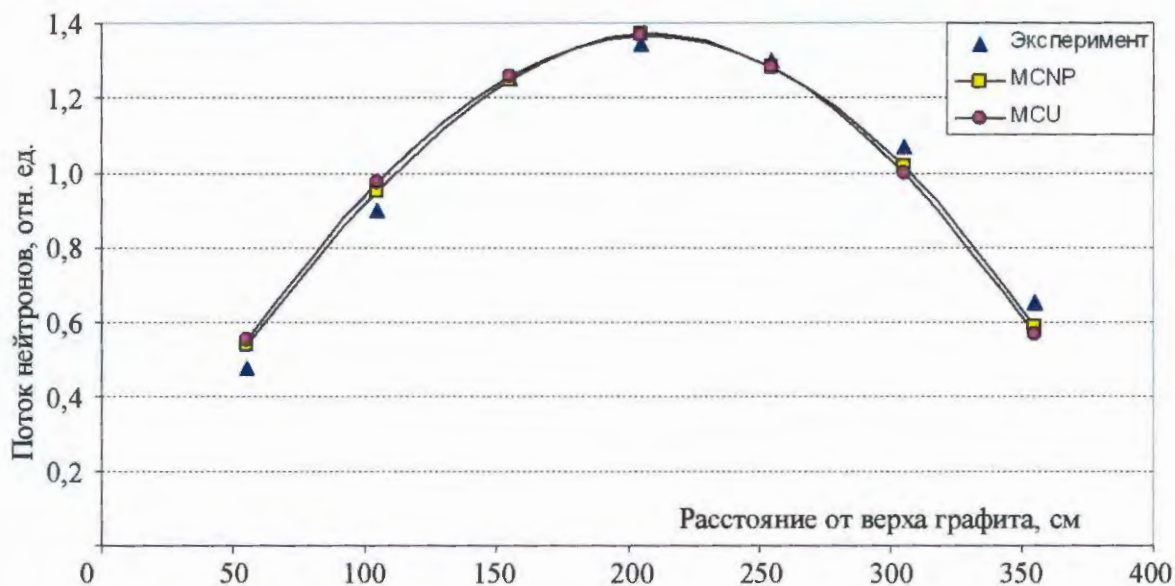


Рис. 3. Распределение потока нейтронов в высотной гирлянде Н1 (сборка 3А)

и сборки 4×4 полиячеек в реакторе 5-го блока Курской АЭС (189 ТВС) при наборе начальной загрузки, которая по числу ТВС наиболее адекватно соответствует условиям эксперимента, а также сравнение доли поглощенных нейтронов в ячейках с ТВС и ДП в критических состояниях. Результаты приведены в табл. 2 и 3.

Полученные результаты подтверждают хорошее совпадение результатов расчёта и эксперимента, а также адекватное соответствие нейтронно-физических и спектральных характеристик начальной загрузки реактора 5-го блока Курской АЭС и стенда

РБМК с модернизированной графитовой кладкой.

Заклучение

С использованием прецизионных кодов MCU-KNV, MCNP4A и программного комплекса SADCО выполнены расчёты нейтронно-физических характеристик различных сборок стенда РБМК в виде фрагмента загрузки реактора в условиях модернизированной графитовой кладки 5-го энергоблока Курской АЭС, содержащих ТВС 2 %

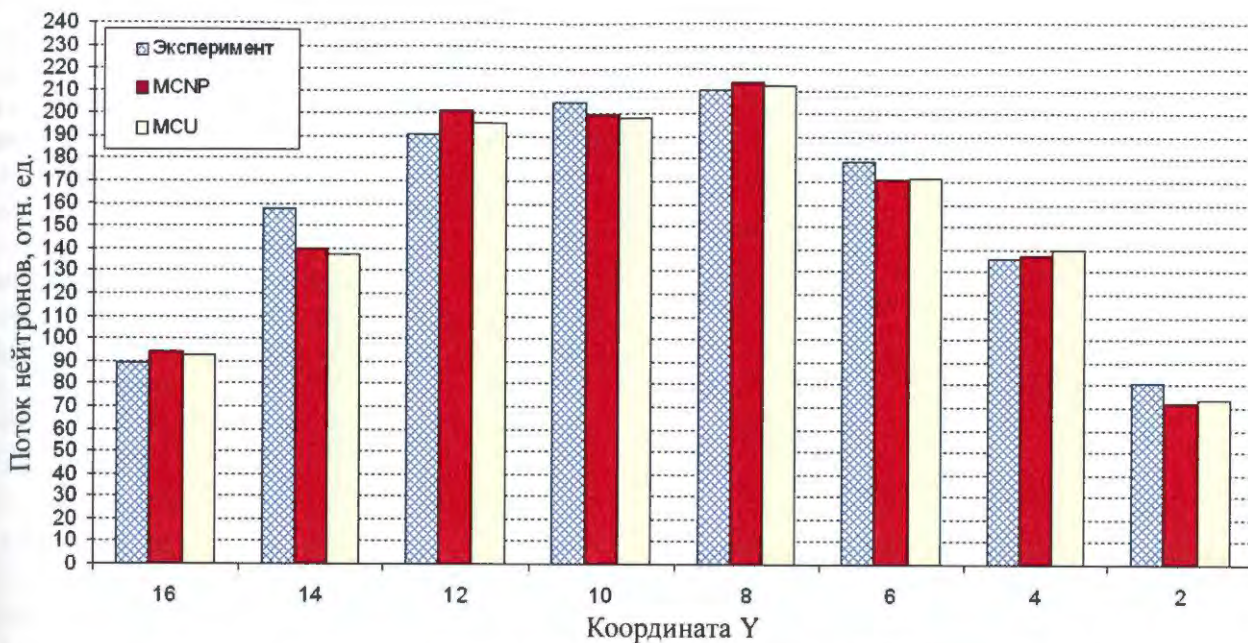


Рис. 4. Распределение потока нейтронов в направлении 0Y (сборка 3A_16_16)

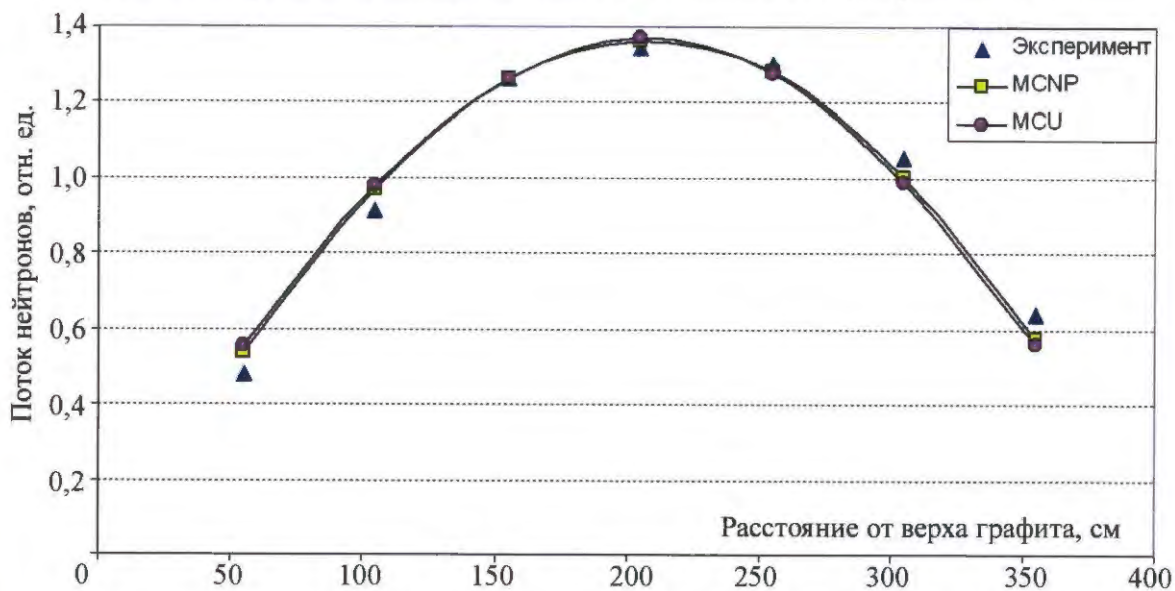


Рис. 5. Распределение потока нейтронов в высотной гирлянде Н1 (сборка 3A_16_16)

обогащения, СДП или КДП, а также штатные или кластерные стержни СУЗ.

Проведено сравнение расчётов и экспериментов по эффективному коэффициенту размножения в критических состояниях при компенсации, а также по распределениям плотности потока нейтронов по радиусу и высоте сборок.

Результаты расчётов этихборок по кодам MCU и MCNP совпадают между собой в пределах статистической погрешности расчётов ($\pm 3\sigma$). Максимальное отличие расчётных значений $K_{эф}$ от экспериментальных составляет 0,06 % для кода MCNP и

0,29 % для кода MCU. Такое отличие между экспериментальными данными и результатами реперных расчётов по ММК характерно для подавляющего большинства критических экспериментов класса Benchmark.

Отличие результатов расчётов по комплексу SADCO от экспериментальных данных составляет 0,2...0,4 %. Хорошее согласие расчётов и экспериментов наблюдается для радиальных и высотных распределений плотности потока нейтронов. Среднеквадратическое отклонение от результатов экспериментов для кодов MCNP и MCU в радиальном распределении плотности потока

нейтронов составляет не более 9 %, а в высотном распределении по двум гирляндам камер системы КЕНТАВР – от 6 до 10 %.

Полученные результаты позволяют сделать вывод, что применение расчётных кодов MCU-KNV, MCNP4A и SADCO для определения нейтронно-физических характеристик РБМК с модернизированной графитовой кладкой со свежим топливом в холодном состоянии будет обеспечивать погрешность расчётов $K_{эф}$ не более 0,5 %.

Список литературы

1. Качанов В.М., Житарев В.Е., Андриянов Г.А., Чикунов В.К., Шатилов Ю.С., Сергеев А.Ю. Проведение экспериментов на стенде РБМК с критическими сборками, содержащими кластерные ДП и КРО. Протокол РНЦ “КИ” инв. № 33-14/07-75, 2007.
2. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А.,

Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус MCU-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, настоящий сборник.

3. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 4A. LA-12625-M. 1993.
4. Алимов Ю.В., Баринов С.В., Давыдов В.К., Кузнецов П.Б., Панин В.М., Рождественский М.И., Сахарова Т.Ю. Программный комплекс SADCO для расчёта физических и динамических характеристик водо-графитовых реакторов типа РБМК. Верификационный отчёт НИКИЭТ инв. № 050-001-5320, 1998.

Контактная информация –

Давыдов Владимир Константинович, с. н. с.,
тел.: (499)763-04-00, e-mail: davydov@nikiet.ru

Вопросы атомной науки и техники,
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 74–80.

УДК 621.039.526

Расчётный анализ экспериментов в реакторе на быстрых нейтронах

В.К. Давыдов, К.М. Калугина,
ОАО “НИКИЭТ”, 107140, Москва, Малая Красносельская ул., 2/8,
Е.А. Гомин,
НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1
Поступила в редакцию 21.03.2011 г.

Представлены результаты расчётного моделирования экспериментов на загрузке МК-I реактора JOYO на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Для расчётов использован код MCU-KS, основанный на методе Монте-Карло. Цель расчётных исследований – дополнительная верификация кода MCU-KS для систем с быстрым спектром нейтронов.

Ключевые слова: реактор на быстрых нейтронах, метод Монте-Карло, эффект реактивности, расчётный код MCU-KS.

Calculated Analysis of the Fast Reactor Experiments. V.K. Davydov, K.M. Kalugina, JSC “RDIPE”, 2/8, Malaya Krasnosel'skaya St., Moscow, 107140, E.A. Gomin, NRC “Kurchatov Institute”, 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

The results of calculated simulation of experiments on the core MK-I of the fast reactor JOYO with sodium coolant are presented. MCU-KS code, based on Monte Carlo method, was used for calculations. The purpose of computational research is additional code verification for systems with fast neutron spectrum.

Key Words: Fast Reactor, Monte Carlo Method, Reactivity Effect, MCU-KS Code.

Введение

Первый японский экспериментальный реактор JOYO на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем введен в эксплуатацию в октябре 1977 г. Активная зона реактора собрана из шестигранных ТВС с твэлами на основе уран-плутониевого окисного топлива MOX. Боковой и торцевой бланкеты содержат твэлы из двуокиси обедненного урана.

На начальной загрузке реактора, названной МК-1, перед выводом на мощность 50 МВт проведено несколько серий экспериментов, детальное описание и анализ результатов которых [1] относят их к категории benchmark (в [1] это эксперимент LMFR-001).

Рассмотрены следующие серии экспериментов:

- *критичность* – две конфигурации активной зоны (64 ТВС – минимальная критмасса и 70 ТВС),
- *эффективность системы СУЗ* – измерен полный “вес” каждого из шести стержней регулирования реактивности,
- *эффект удаления натрия* – измерены эффекты реактивности при удалении натрия из внутреннего пространства кожуха ТВС (отдельно для шести ТВС в направлении от центра активной зоны к периферии),
- *эффект замены ТВС* – измерены эффекты реактивности при замене одной из ТВС активной зоны на ТВС бокового бланкета,
- *изотермический температурный коэффициент реактивности* – измерены эффект и коэффициент реактивности при изотермическом увеличении температуры всех компонент активной зоны и бланкетов от 170 до 250 °С.

Для расчётного моделирования экспериментов разработана трехмерная модель загрузки МК-1 по коду MCU-KS [2] (далее MCU) с библиотекой нейтронных данных MDBKS50 [2]. В конфигурации составного физического модуля применяется подмодуль ФИМБРОЭН в диапазоне энергий нейтронов 10,5 МэВ...1 эВ на основе библиотеки БНАБМСУ. В области неразрешенных резонансов для изотопов урана и

плутония используется многогрупповая библиотека MULTIC.

1. Состав и геометрия активной зоны и бланкетов

Исследованы две критические конфигурации активной зоны в начальной загрузке – 64 (минимальная критмасса) и 70 ТВС. Расчётная схема для варианта 64 ТВС показана на рис. 1, параметры активной зоны и бланкетов представлены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Параметры активной зоны и бланкетов

Высота активной зоны, см	60,0 ± 0,2
Толщина аксиальных бланкетов, см	40,0 ± 0,2
Толщина бокового бланкета, см	~ 30
Эквивалентный диаметр активной зоны (для сборки с 64-мя ТВС), см	~ 72
Масса плутония (для сборки с 64-мя ТВС), кг	~ 130
Масса ²³⁵ U (для сборки с 64-мя ТВС), кг	~ 140
Количество твэлов в ТВС активной зоны	91
Топливо активной зоны	U-Pu mixed oxide (MOX)
Содержание плутония в топливе, вес. %	17,7 ± 1,0
Содержание делящихся изотопов в плутонии, вес. %	80,4 ± 1,0
Обогащение урана, вес. %	23,0 ± 0,3
Топливо бланкетов	UO ₂ (0,2 % ²³⁵ U)
Количество твэлов в ТВС бокового бланкета	19
Материал поглотителя в стержнях СУЗ ($\gamma = 2,35 \text{ г/см}^3$)	Карбид бора
Количество ПЭЛ в стержне СУЗ	7
Высота/диаметр ПЭЛ, см	70/1,5
Обогащение по ¹⁰ B, вес. %	91,7
Теплоноситель	Натрий
Конструкционные материалы	Нерж. сталь (SS316)

Изотопный состав плутония (с учётом изменения концентрации ²⁴¹Pu на момент проведения экспериментов) показан в табл. 2. Поперечные сечения ТВС активной зо-

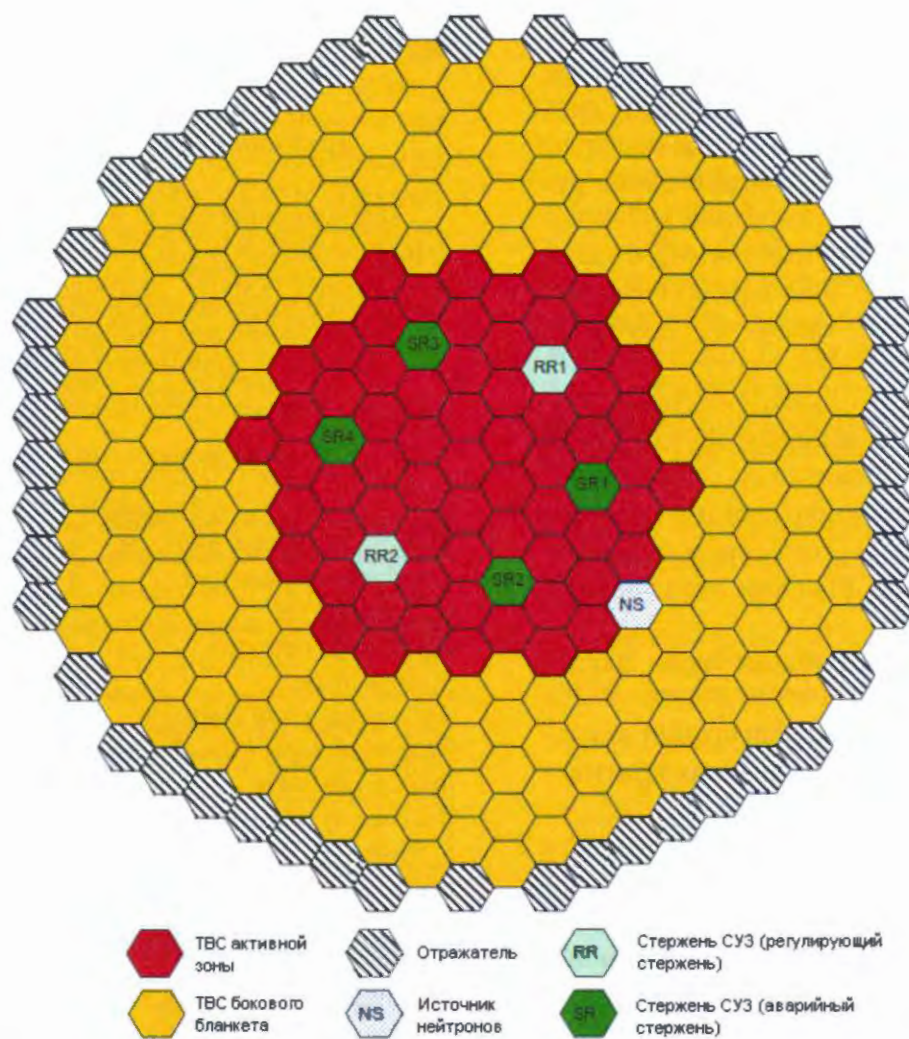


Рис. 1. Картограмма сборки с 64-мя ТВС

ны, бокового blankets и стержня СУЗ приведены на рис. 2...4.

Таблица 2. Изотопный состав плутония, вес. %

^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{241}Am
0,1	76,83	19,23	2,66	0,55	0,64

2. Критичность

Первое критическое состояние достигнуто на сборке с 64-мя ТВС в активной зоне при температуре 204,7 °С (все стержни SR и RR1 полностью выведены из активной зоны, RR2 введен на 15,7 см), второе – на сборке с 70-ю ТВС в активной зоне при температуре 200 °С (все стержни SR полностью выведены из активной зоны, RR1 введен на 35 см, RR2 – на 38,3 см). Также выполнены оценки $K_{эф}$ данной сборки при

температуре 250 °С. Результаты расчётов $K_{эф}$ представлены в табл. 3.

Таблица 3. $K_{эф}$ критическихборок

	64 ТВС	70 ТВС
Расчёт	$0,9983 \pm 0,0001$	$0,9990 \pm 0,0001$
Расчёт*	$0,9976 \pm 0,0001$	$0,9985 \pm 0,0001$
Эксперимент	$1,0000 \pm 0,0018$	$1,0000 \pm 0,0018$
Эксперимент*	$0,9981 \pm 0,0018$	$0,9981 \pm 0,0018$

* соответствует условиям при температуре 250 °С

3. Эффективность стержней СУЗ

Эксперименты по измерению дифференциальной эффективности каждого из шести стержней СУЗ проводились на сборке с 70-ю ТВС в активной зоне при температуре 250 °С при пошаговом извлечении

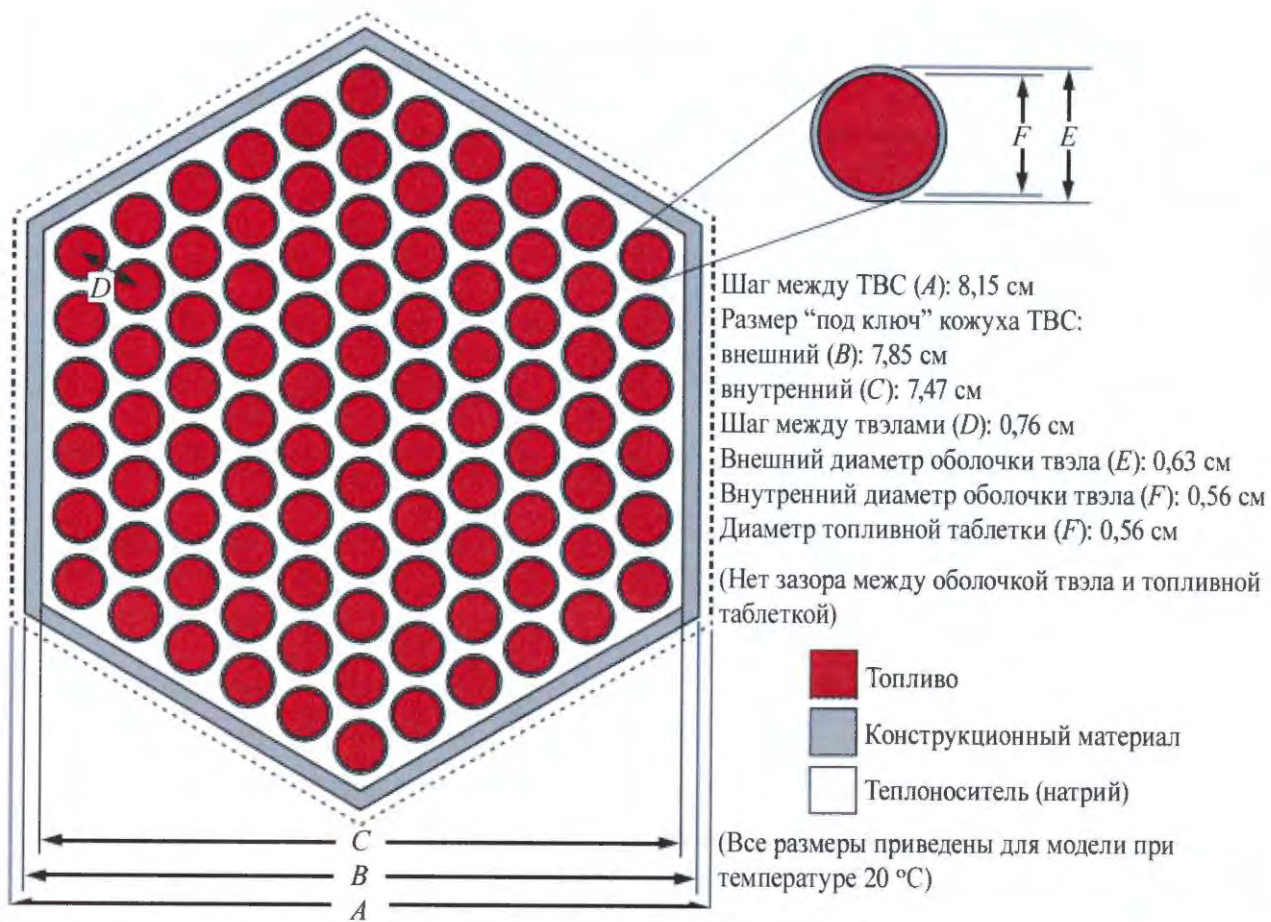


Рис. 2. ТВС активной зоны

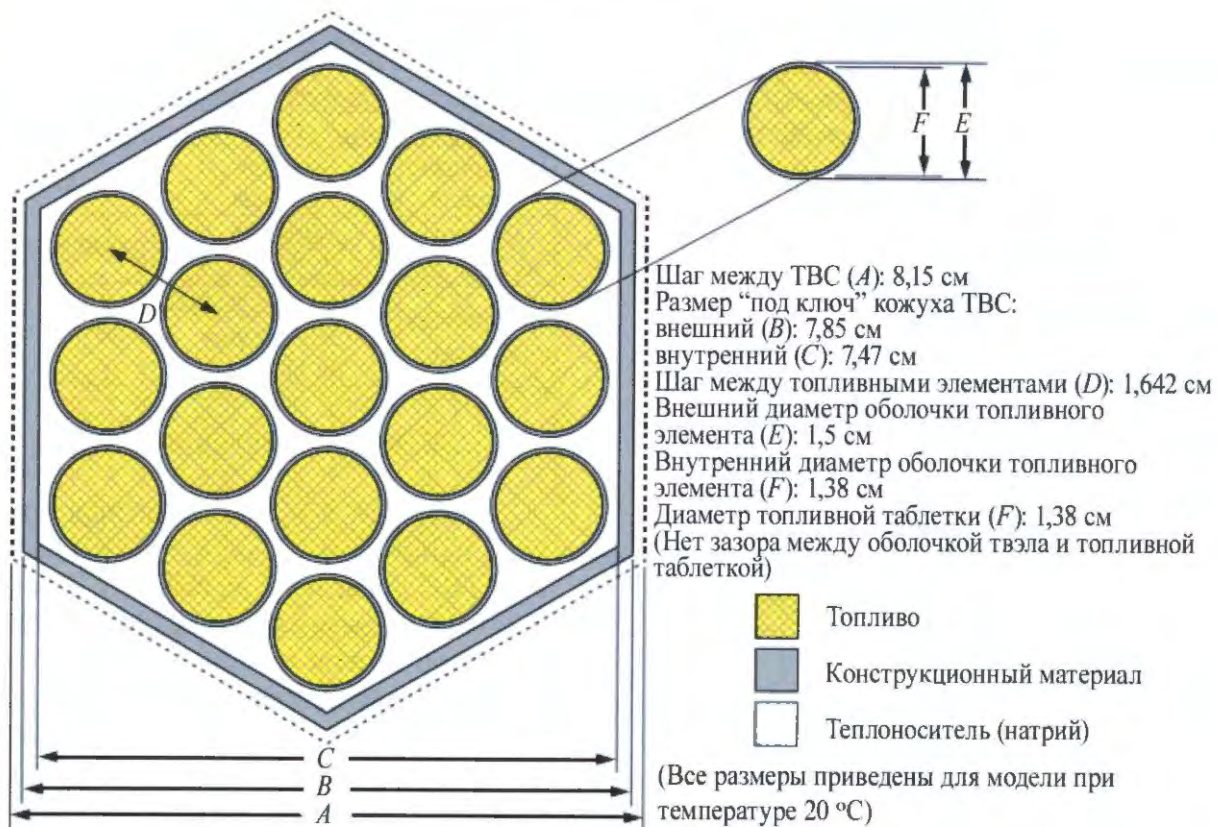
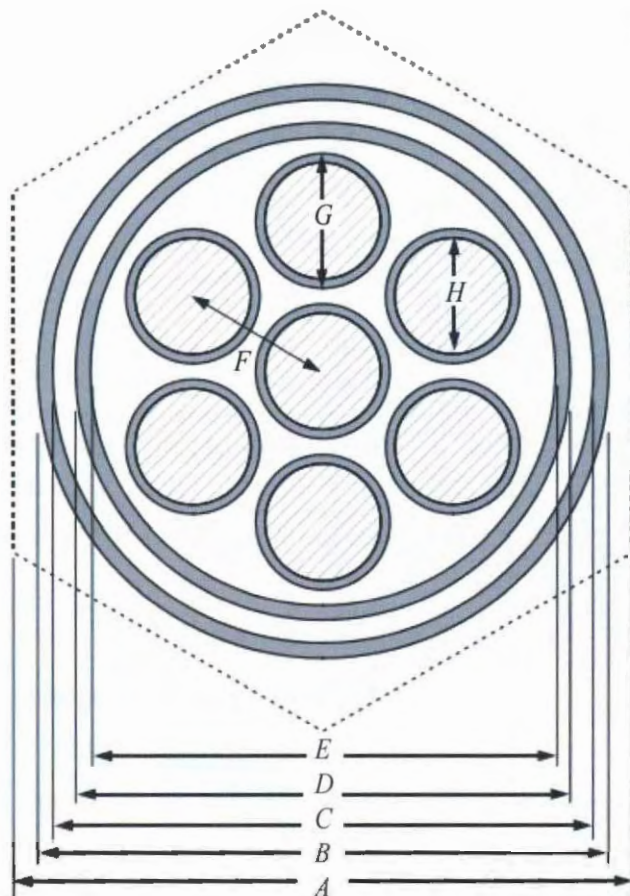


Рис. 3. ТВС бокового blankets



Размер "под ключ" ячейки органа СУЗ (A): 8,15 см
 Внешняя труба органа СУЗ:
 внешний диаметр (B): 7,50 см
 внутренний диаметр (C): 7,10 см
 Внутренняя труба органа СУЗ:
 внешний диаметр (D): 6,50 см
 внутренний диаметр (E): 6,11 см
 Шаг между етержнями СУЗ (F): 1,97 см
 Стержень СУЗ:
 внешний диаметр (G): 1,76 см
 внутренний диаметр (H): 1,52 см
 Диаметр таблетки поглощающего элемента СУЗ (H): 1,52 см

(Нет зазора между оболочкой стержня СУЗ и таблеткой поглощающего элемента СУЗ)

- Материал поглощающего элемента стержня СУЗ (B, C)
- Конструкционный материал
- Теплоноситель (натрий)

(Все размеры приведены для модели при температуре 20 °C)

Рис. 4. Расчётная модель стержня СУЗ

соответствующего стержня из активной зоны и компенсации реактивности другим стержнем. Результаты расчётов полного "веса" каждого стержня в сравнении с экспериментом приведены в табл. 4.

Таблица 4. Полная эффективность стержней СУЗ

Стержень СУЗ	Эффективность, цент	
	Расчёт, $\beta_{эф} = 0,0051$	Эксперимент, $\beta_{эф} = 0,0052$
RR1	372,4 ± 3,9	387,5 ± 2,1
RR2	358,5 ± 4,0	385,8 ± 3,2
SR1	375,5 ± 4,0	407,1 ± 4,0
SR2	386,0 ± 3,9	410,7 ± 3,0
SR3	370,5 ± 3,9	396,4 ± 4,0
SR4	376,4 ± 4,0	400,3 ± 3,0

По результатам взвешивания стержня RR1 проведены расчёты трех реальных критических состояний. Результаты представлены в табл. 5.

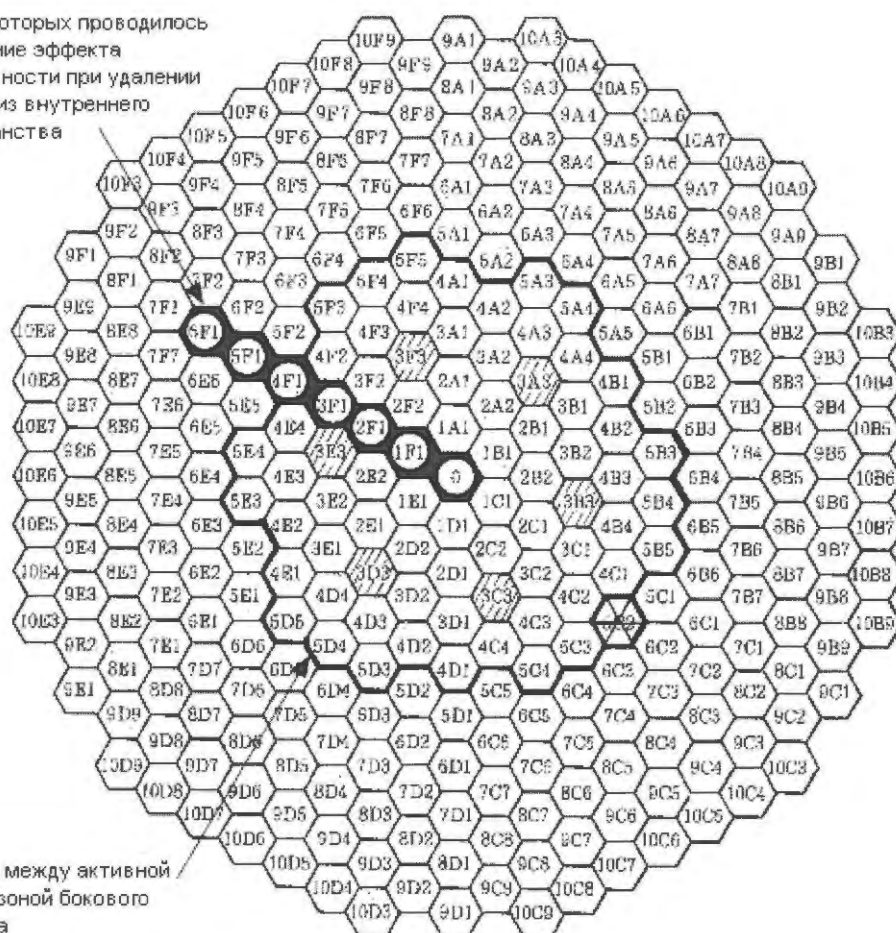
Таблица 5. $K_{эф}$ при взвешивании стержня RR1

RR1	RR2	$K_{эф}$
Полностью введен	Введен на 8 см	1,0003 ± 0,0001
Введен на 35,5 см	Введен на 33,8 см	0,9998 ± 0,0001
Полностью выведен	Полностью введен (SR4 введен на 18,9 см)	1,0011 ± 0,0001

4. Эффект удаления натрия

Измерения эффекта реактивности при удалении натрия из внутреннего пространства ТВС проведены на сборке с 70-ю ТВС в активной зоне при температуре 250 °C. Удаление натрия из ТВС проводилось последовательно в шести ТВС от центра активной зоны к периферии (рис. 5). Изменение реактивности компенсировалось перемещением стержня RR2 (стержень RR1 введен до середины активной зоны, все стержни SR полностью выведены).

ТВС, в которых проводилось измерение эффекта реактивности при удалении натрия из внутреннего пространства



Граница между активной зоной и зоной бокового blankets

Рис. 5. Расчётная схема эксперимента по удалению натрия из ТВС

Результаты расчётов эффекта удаления натрия (для шести ТВС) представлены в табл. 6.

Таблица 6. Эффект удаления натрия из ТВС

ТВС	RR2, см	Эффект реактивности, цент	
		Расчёт, $\beta_{эф} = 0,0051$	Эксперимент, $\beta_{эф} = 0,0052$
0	34,4	$-9,1 \pm 3,9$	$-6,57 \pm 1,87$
1F1	34,4	$-12,4 \pm 3,9$	$-7,16 \pm 1,76$
2F1	34,4	$-8,6 \pm 3,9$	$-7,25 \pm 1,87$
3F1	34,5	$-2,3 \pm 4,0$	$-5,98 \pm 1,79$
4F1	34,6	$-11,3 \pm 3,9$	$-5,68 \pm 1,90$
6F1	35,4	$-1,4 \pm 3,9$	$0,58 \pm 1,39$

5. Эффект перестановок ТВС

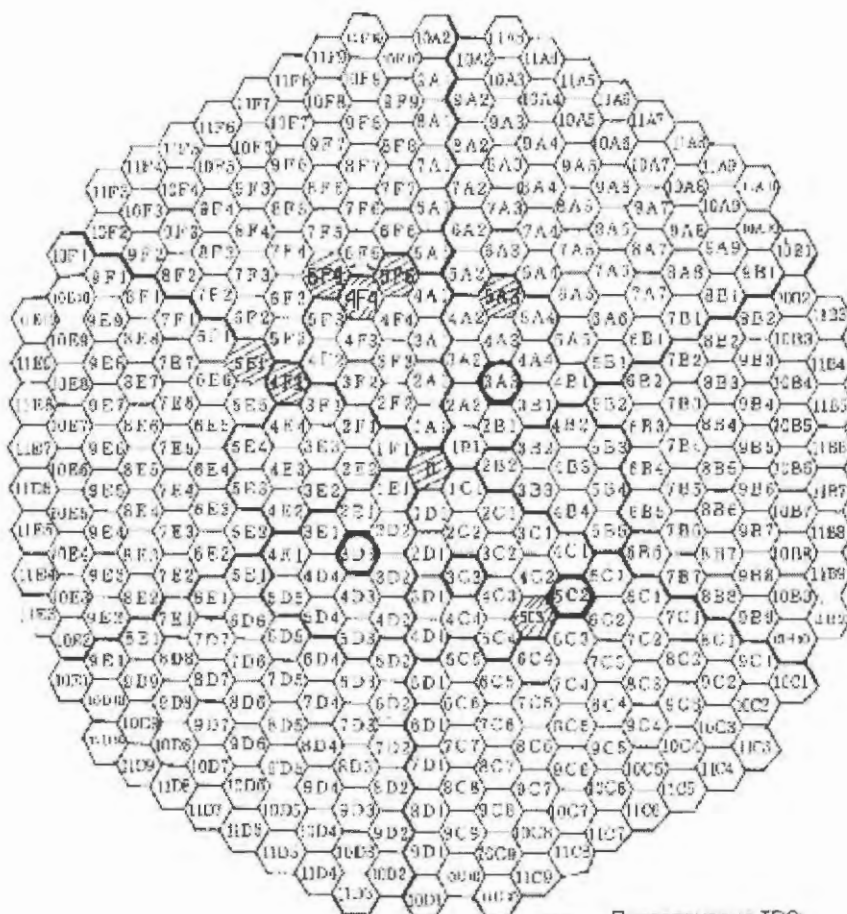
Эффект перестановок ТВС измерен в шести ТВС активной зоны (рис. 6) на сборке с 70-ю ТВС в активной зоне при температуре 250 °С. При перестановках ТВС изменение реактивности компенсируется перемещением стержня RR2 (стержень RR1

введен до середины активной зоны, все стержни SR полностью выведены).

В ходе проведения эксперимента четыре ТВС активной зоны (4F1, 5A3, 5C3, 5F4) поочередно заменяются на ТВС бокового blankets, центральная ТВС (000) и ТВС бокового blankets (5F1) удаляются (заменяются на ТВС без твэлов). Результаты расчётов эффектов реактивности представлены в табл. 7.

Таблица 7. Эффекты реактивности при перестановках ТВС

ТВС	RR1, см	RR2, см	Эффект реактивности, цент	
			Расчёт, $\beta_{эф} = 0,0051$	Эксперимент, $\beta_{эф} = 0,0052$
4F1 → B	35	25,3	$-93,3 \pm 3,9$	$-92,87 \pm 4,31$
5A3 → B	35	28,5	$-67,4 \pm 4,0$	$-66,84 \pm 3,64$
5C3 → B	35	26,8	$-76,7 \pm 4,0$	$-82,54 \pm 4,12$
5F4 → B	35	27,0	$-73,8 \pm 3,9$	$-76,20 \pm 3,93$
000 → Na	0	29,5	$-268,1 \pm 3,9$	$-262,37 \pm 6,82$
5F1 → Na	35	33,4	$-14,4 \pm 4,0$	$-16,46 \pm 2,93$



Адреса стержней СУЗ
 3A3, 3D3, 3B3, 3C3, 3E3, 3F3
 (RR1, RR2, SR1, SR2, SR3, SR4)

5C2 - источник нейтронов



Перестановка ТВС:

4F1: ТВС активной зоны на ТВС бокового бланкета
 5A3: ТВС активной зоны на ТВС бокового бланкета
 5C3: ТВС активной зоны на ТВС бокового бланкета
 5A4: ТВС активной зоны на ТВС бокового бланкета
 000: ТВС активной зоны на ячейку с натрием
 5A1: ТВС бокового бланкета на ячейку с натрием

Рис. 6. Расчётная схема экспериментов при перестановках ТВС

6. Изотермический температурный коэффициент реактивности (ТКР)

Для проведения измерений изотермического ТКР сформирована критическая сборка из 65 ТВС в активной зоне.

Коэффициент реактивности соответствует увеличению температуры от 170 до 250 °С с учётом соответствующих изменений размеров и плотностей топлива, теплоносителя и конструкционных материалов. Расчёт ТКР проведен в расчётной модели при следующем положении стержней СУЗ: RR1 и все стержни SR полностью выведены из активной зоны, стержень RR2 введен на 25 см. Результаты расчёта приведены в табл. 8.

Таблица 8. Изотермический ТКР

Изотермический ТКР, цент/°С	
Расчёт ($\beta_{эф} = 0,0051$)	Эксперимент ($\beta_{эф} = 0,0052$)
- 0,835 ± 0,049	- 0,769 ± 0,022

Заключение

Результаты расчётных исследований, представленные в данной статье, позволяют провести дополнительную верификацию кода MCU с выбранной конфигурацией составного физического модуля применительно к реакторам на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. При сравнении с результатами серии экспериментов на начальной загрузке МК-I реакто-

ра JOYO при его выводе на мощность можно сделать следующие выводы.

1. Расчётное значение эффективного коэффициента $K_{эф}$ размножения нейтронов отличается от эксперимента по абсолютной величине не более чем на 0,17 %.
2. Расчётная эффективность стержней СУЗ меньше экспериментальных значений для всех стержней в среднем на 0,25 $\beta_{эф}$ (максимальное отличие составляет 0,32 $\beta_{эф}$ для стержня SR1).
3. Эффект реактивности при удалении натрия из внутреннего пространства некоторых ТВС мал (несколько центов), результаты расчётов совпадают с экспериментом в пределах погрешности.
4. Отличие между расчётом и экспериментом в эффекте реактивности при перестановках некоторых ТВС составляет в среднем 2,8 цента, а максимальное отличие – 5,8 цента при замене ТВС в ячейке 5С3 на ТВС бокового бланкета.
5. Относительное отклонение расчётного и экспериментального значений изотермического ТКР составляет 8 %.

В целом по результатам проведенных расчётных исследований выявлено хорошее

согласие результатов экспериментов и расчётов по коду MCU-KS.

Список литературы

1. *Japan's Experimental Fast Reactor JOYO MK-I Core: Sodium-Cooled Uranium-Plutonium Mixed Oxide Fueled Fast Core Surrounded by UO₂ Blanket*. Int. Handbook of Evaluated Reactor Physics. Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC (2006) 1. Organization for Economic Cooperation and Development – Nucl. Agency (OECD-NEA), March 2009 Edition.
2. *Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.* Статус MCU-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, настоящий сборник.

Контактная информация –

Давыдов Владимир Константинович, с. н. с., тел.: (499)763-04-00, e-mail: davydov@nikiet.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 80–87.

УДК 621.039.51:621.039.573

Использование программы MCU-RR для решения задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов

А.В. Алексеев, Ю.Е. Ванеев, Н.Ю. Марихин, В.В. Пименов,
ОАО “ГНЦ НИИАР”, 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Поступила в редакцию 18.03.2011 г.

Представлены новые области использования прецизионного кода как основы программных средств для оперативного решения нейтронно-физических задач при эксплуатации исследовательских реакторов.

Ключевые слова: исследовательские реакторы, активная зона, программные средства, нейтронно-физические расчёты.

Application of MCU-RR Code for Solution of Tasks of Research Reactors Operation Support. *A. V. Alekseev, Yu. E. Vaneev, N. Yu. Marikhin, V. V. Pimenov, JSC “SSC RIAR”, Dimitrovgrad-10, Ul'yanovsk region, 433510.*

New fields of the precision code application as a basis of software for operative solution of neutronics tasks arising under research reactor normal operation are described.

Key Words: Research Reactors, Active Core, Software, Neutronics Calculations.

Введение

В соответствии с разработанной в ГНЦ НИИАР технологией SupRROS [1] расчётного сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов (ИР) создаются ориентированные на конкретные типы реакторов вычислительные комплексы (имитаторы активных зон), обеспечивающие приемлемую для практики оперативность и более высокую точность нейтронно-физических расчётов по сравнению с программами инженерного класса.

В качестве базового (универсального, применимого к любому ИР) программного средства (ПС) в этих комплексах используется специализированная программа прецизионного класса MCU-RR [2], в которой реализованы метод Монте-Карло и режим распараллеливания вычислений на многопроцессорных компьютерах (кластерах).

Одно из новых направлений существенного повышения производительности расчётов по монте-карловским программам связано с их распараллеливанием на графических процессорах (арифметических ускорителях) [3]. В связи с этим перевод программы MCU-RR на новую вычислительную платформу с оценкой реального ускорения счёта при решении задач сопровождения работы ИР представляется актуальным.

В данной работе выделены еще два аспекта применения программы MCU-RR:

– накопление результатов многочисленных расчётов по этой программе, их последующая обработка с использованием аппроксимационных процедур позволяют оперативно (без моделирования) иметь достаточно надежные оценки изменений основных нейтронно-физических характеристик активной зоны в процессе работы реактора [4, 5];

– предоставляемая программой возможность разделения вкладов в энерговыделение в исследуемой ТВС от различных источников нейтронов в активной зоне реактора позволяет разработать алгоритм, сводящий решение сложной задачи о пространственном распределении энерговыделения в этой

ТВС к набору простых арифметических действий [6].

Цель данной работы – описание текущего состояния разработок ПС в составе имитаторов активных зон реакторов СМ, РБТ-6, МИР [7] и их применения для оперативного решения нейтронно-физических задач в процессе эксплуатации этих реакторов.

1. Формирование универсальных компонент вычислительного комплекса

Очевидно, что в состав вычислительного комплекса для расчётного сопровождения эксплуатации ИР желательно включить в максимально возможном объеме универсальные, используемые для любых ИР компоненты, к которым относятся компьютерная система с параллельной архитектурой, специализированная прецизионная программа, ПС для распараллеливания вычислений, разработки графической оболочки и т.п. На выбор таких универсальных составляющих комплекса для НИИАР изначально оказала влияние специфика сосредоточенных на этом предприятии объектов [8], которые характеризуются разнообразием применяемых топливных, замедляющих, поглощающих и других материалов, а также разнообразием формы и внутренней структуры составляющих элементов.

Разработку ПС, их тестирование и решение некоторых задач сопровождения эксплуатации ИР осуществляют, как правило, на однопроцессорных (2...4-х ядерных) ПЭВМ, входящих в локальную компьютерную сеть предприятия. При этом особых требований к оперативности расчётов не предъявляется.

Эффективным и широко используемым в настоящее время способом значительного увеличения производительности компьютерных вычислений служит распараллеливание вычислительного процесса в многопроцессорных системах, так называемых "кластерах". НИИАР – один из первых государственных научных центров, где в 1999 году разработан собственный кластер ASIR для централизованного обучения оператив-

ного персонала ИР с применением функционально-аналитических тренажеров. В 2001 году он стал одновременно использоваться и для текущих нейтронно-физических расчётов активных зон ИР.

Установленная в 2002 г. система удаленного доступа к кластеру МВС-1000/М (ВЦ РАН, Москва) была доступна для расчётов ИР всего один год. С 2004 г. открыт доступ к кластеру ВНИИЭФ (г.Саров), на котором в пакетном режиме (обмен файлами по электронной почте) проводились нейтронно-физические расчёты в обоснование перевода активной зоны реактора СМ на топливо с повышенным содержанием ^{235}U . И только в 2009 г. на долговременной основе введена в эксплуатацию автоматизированная система удаленного доступа к вычислительному центру коллективного пользования, созданному на базе мощного кластера – супер-ЭВМ ВНИИЭФ [9].

Таким образом, обеспечена возможность существенного увеличения вычислительных ресурсов НИИАР при решении части задач сопровождения эксплуатации ИР: прогнозные и посттестовые (уточняющие) расчёты условий облучения материалов в каналах, расчёты в обоснование модернизации активной зоны и экспериментальных устройств.

Однако оперативно решать задачи текущего сопровождения перегрузок и кампаний оказалось невозможно в силу особенностей функционирования центра коллективного пользования (приоритеты, очередность, профилактика, сбои...). По той же причине наличие в НИИАР собственного кластера, задействованного на решение всех задач сопровождения эксплуатации всех реакторов института, не обеспечило бы требуемой оперативности моделирования перегрузок и кампаний для каждого реактора.

Наиболее оптимальным решением проблемы представляется поэтапное оснащение каждого реактора достаточно мощной компьютерной системой производительностью 1...2 TFlap/s, которая должна функционировать в режиме постоянной готовности и решать задачи сопровождения эксплуата-

ции только одного реактора. Стоимость такой системы на базе традиционной кластерной архитектуры оценивается в 1...2 млн. руб. (например, компактная суперЭВМ производства ВНИИЭФ стоит 1,4...1,6 млн. руб.), что может быть неприемлемо для научного центра с несколькими реакторами.

Проблему решает оснащение компьютеров графическими вычислителями (арифметическими ускорителями), обеспечивающими существенно меньшие значения соотношения “цена/производительность” и энергопотребления по сравнению с традиционными кластерными системами [3].

В конце 2009 г. после приобретения НИИАР графического вычислителя (GPU) Tesla C1060 (NVIDIA) поставлена задача обоснования преимуществ “гибридной” (CPU + GPU) архитектуры вычислительного комплекса перед традиционной кластерной системой для сопровождения эксплуатации ИР. На начальном этапе отработывалась технология перевода монте-карловской программы для реакторных нейтронно-физических расчётов на новую “платформу” (CUDA [10]). С приобретением процессора Tesla C2050 (Fermi) адаптация прикладной программы проводилась уже с учётом более широких возможностей этого вычислителя [11].

Показано, что среднее время моделирования траектории одной частицы на Fermi примерно в 10...20 раз меньше, чем на одном ядре CPU с частотой 2...3 ГГц. При числе 100...200 одновременно моделируемых на Fermi частиц может быть достигнута степень ускорения в работе транспортного модуля программы MCU-RR в 10...20 раз. Использование трех GPU Fermi в составе “мини-суперЭВМ” (например, производства ВНИИЭФ) позволит достичь производительности вычислений, необходимой для полноценного расчётного сопровождения эксплуатации одного ИР.

2. Разработка имитатора активной зоны реактора СМ

Выбор этого реактора в качестве типового объекта для отработки нового подхода

к расчётному сопровождению эксплуатации ИР, обобщенного в технологии SupRROS, обусловлен двумя основными причинами.

1) Начальный этап разработки (2000 г.) относится к периоду появления первых в России кластерных компьютерных систем, в том числе небольшого (24-х процессорного) кластера в НИИАР, на котором установлена распараллеленная версия прецизионной программы MCU-RR. На этом кластере, созданном с целью обучения и повышения квалификации оперативного персонала реакторов, для расчётных исследований отводилось не более 5 процессоров типа Pentium-III.

Если для отработки принципиальных положений технологии число процессоров не имело значения, то для доказательства приемлемой для практики оперативности прогнозного моделирования на маломощном “вычислителе” активная зона реактора должна иметь небольшие размеры, например, как у реактора СМ.

Выбор этого реактора подкреплялся еще и тем, что для его активной зоны с существенно гетерогенной структурой инженерные ПС на основе диффузионного приближения не обеспечивали достаточной точности расчётов, что еще более подчеркивало преимущество новой технологии, использующей прецизионную программу на основе метода Монте-Карло.

2) Реактор СМ является прототипом сооружаемого в ПИЯФ (г. Гатчина) исследовательского реактора ПИК, для которого применение ПС, разработанных в соответствии с новой технологией, обеспечило бы широкие возможности расчётного сопровождения после ввода реактора в эксплуатацию, включая возможности обоснования вариантов модернизации активной зоны, реализуемых на реакторе-прототипе.

Создание комплекса ПС – имитатора активной зоны реактора СМ (ImCor_SM) [12] включало следующие этапы:

– разработка наряду с распараллеленной версией программы MCU-RR следую-

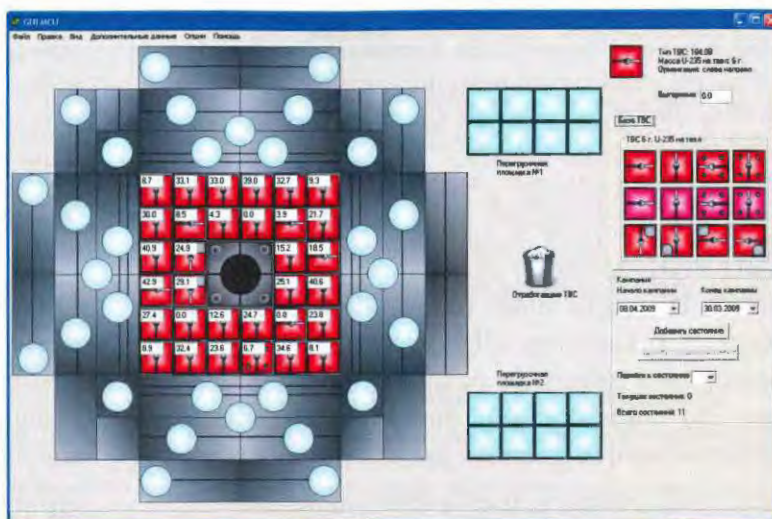


Рис. 1. Главное окно подмодуля GraMod_CM

щих объектно-ориентированных компонентов: базы данных с исходной информацией об элементах конструкции и накапливаемой информацией о прошедших кампаниях, “базовой” расчётной модели активной зоны, средств автоматизации моделирования и графического интерфейса;

– тестирование расчётных моделей элементов конструкции и всей активной зоны на экспериментальных данных;

– разработка и реализация алгоритмов вычисления нейтронно-физических характеристик активной зоны с применением имитатора ImCor_SM.

Первый этап разработки имитатора завершен в 2010 г. внедрением его в опытную эксплуатацию. В настоящее время имитатор используется инженерным персоналом для прогнозных расчётов кампаний, в ходе которых фиксируются замечания и предложения по дальнейшему совершенствованию сервисных возможностей. Главное окно графического интерфейса имитатора (подмодуля GraMod_CM) приведено на рис. 1.

В данной работе акцентируется внимание на одном из положений технологии SupRROS, в соответствии с которым на основе анализа результатов расчётов прошедших кампаний получают эмпирические (аппроксимационные) формулы взаимосвязи параметров активной зоны, чтобы оперативно (без моделирования) вычислять важные для эксплуатации характеристики активной зоны, прогнозировать их изменения

в типовых кампаниях. Это достаточно эффективное инженерное средство сопровождения, которое следует применять как начальное приближение в прогнозных оценках.

В результате пятилетней эксплуатации имитатора ImCor_SM в его базе данных накоплен значительный объем информации по всем смоделированным состояниям примерно 140 прошедших кампаний (всего около 1 400 состояний). В работе [1] приведен пример получения на этой базе функциональных зависимостей коэффициентов неравномерности энерговыделения в поперечном сечении ТВС от выгорания топлива и положений органов СУЗ. В работе [5] даны зависимости от тех же параметров распределений энерговыделения по ТВС активной зоны.

Таким образом, база данных имитатора ImCor_SM применяется сейчас и будет использоваться в дальнейшем для получения новых данных, что придает ей качество базы знаний о реакторе СМ.

3. Состояние разработок имитатора активной зоны реактора РБТ-6

В исследовательском реакторе РБТ-6 бассейнового типа проектной мощностью 6 МВт применяют отработавшие ТВС реактора СМ с достаточно широким спектром значений выгорания топлива. При разработке имитатора ImCor_RBT6 вполне естественно использованы модели ТВС, выгружаемых из реактора СМ, хранящиеся в базе данных имитатора ImCor_SM. Эти модели содержат структурированную информацию о пространственных распределениях выгорания топлива и концентраций нуклидов в выделенных группах твэлов.

В разработанной “базовой” модели активной зоны реактора РБТ-6 реализована возможность “автоматизации” изменений положений органов СУЗ и концентраций нуклидов в зонах ТВС с различным выго-

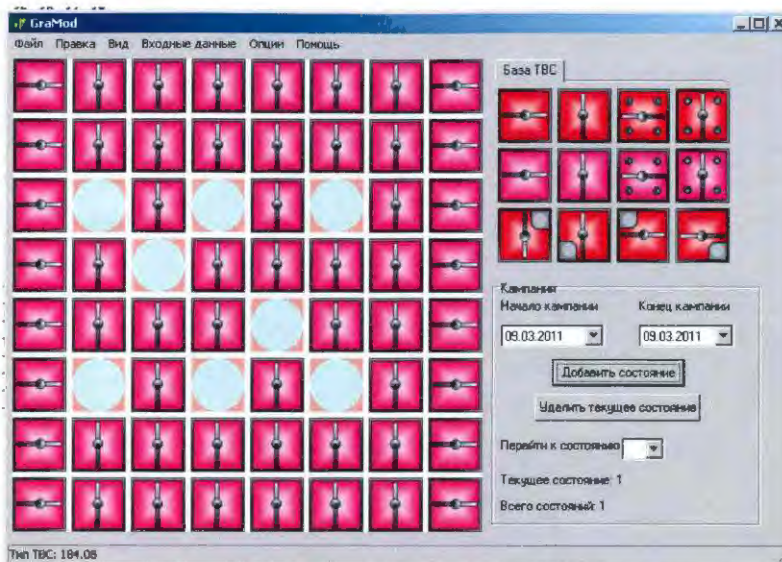


Рис. 2. Главное окно подмодуля GraMod_RBT6

раием. Графический интерфейс позволяет пользователям формировать файлы исходных данных для моделирования перегрузок и кампаний (подмодуль GraMod_RBT6), а также проводить анализ получаемых результатов (подмодуль GraFin_RBT6), применяя привычные для персонала образы пультовых приборов и элементов активной зоны. Главное окно подмодуля GraMod_RBT6 приведено на рис. 2.

После этапа тестирования имитатора на экспериментальных данных он используется в настоящее время для прогнозных расчетов загрузок и кампаний, в частности, для моделирования режимов облучения мишеней в каналах реактора для накопления изотопа ^{99}Mo .

По аналогии с имитатором активной зоны реактора СМ в имитаторе ImCor_RBT6 предусмотрен режим прогнозной оценки распределения энерговыделения по ТВС активной зоны на основе аппроксимационных зависимостей, полученных после обработки результатов вариантных расчетов по программе MCU-RR [5].

4. Использование программы MCU-RR в разработках средств сопровождения петлевых испытаний в реакторе МИР

Многопетлевой исследовательский реактор МИР обеспечивает испытания тепловыделяющих и поглощающих элементов

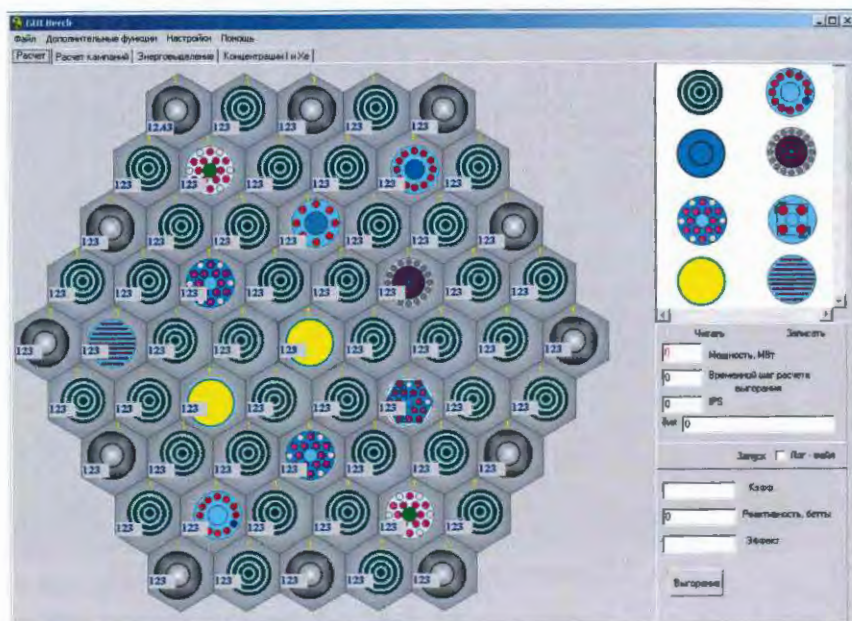


Рис. 3. Главное окно подмодуля GraMod_MIR

(твэлов, пэлов, ТВС) в стационарных режимах (ресурсные испытания) и моделирование переходных и аварийных процессов в пределах петлевых каналов. При таких испытаниях в рабочих и петлевых каналах предусмотрены средства контроля их мощности, основанные на измерениях расхода и температуры теплоносителя.

Более детальную информацию о пространственном распределении энерговыделения в объеме петлевых ТВС (ПТВС) с необлученным топливом (на начальной стадии испытаний) получают в экспериментах на критической сборке реактора МИР. Для получения такого распределения в ПТВС с частично выгоревшим или рефабрикованным топливом необходимы специальные реакторные эксперименты, постановка которых требует значительных материальных и временных затрат.

В действительности же измерить энерговыделение во всех твэлах ПТВС в заданные моменты времени испытаний практически невозможно. В связи с этим актуальны разработки алгоритмов и соответствующих компьютерных кодов для повышения информативности петлевых испытаний.

В настоящее время разработка имитатора ImCor_MIR находится в стадии создания "базовой" расчётной модели активной зоны и графического интерфейса (рис. 3).

Основное назначение этого имитатора – прогнозные моделирование загрузок, кампаний и условий облучения твэлов и ТВС в петлевых каналах, которое проводится перед выходом реактора на номинальную мощность. Однако определять с помощью программы MCU-RR пространственные распределения энерговыделения в объеме ПТВС в режиме реального времени в процессе облучения не представляется возможным.

Для решения такой задачи разработан простой в реализации алгоритм [6], основанный на использовании возможностей прецизионной программы MCU-RR и учёте особенностей активной зоны реактора МИР, в которой условия облучения ПТВС зависят от мощности только двух рядов окружающих ее рабочих ТВС (РТВС):

$$W_K = W_P r_{K \leftarrow P} + \sum_{P=1}^{NP} W_P r_{K \leftarrow P}, \quad (1)$$

где W_K – мощность K -го объекта, $K = П, Т, Z$ (П – ПТВС, Т – твэл, Z – высотный участок твэла или ПТВС); NP – число ТВС в окружении ПТВС; W_P – мощность РТВС; $r_{K \leftarrow П}, r_{K \leftarrow P}$ – вклады в мощность K -го объекта от нейтронов, родившихся в ПТВС и РТВС, соответственно, при единичной мощности этих ТВС.

Алгоритм расчёта потвэльного $\{W_T\}$ и высотного $\{W_Z\}$ распределений энерговыделения в объеме ПТВС, основанный на формуле (1), назван ПАМИР-алгоритмом, а величины $r_{K \leftarrow П}, r_{K \leftarrow P}$ – ПАМИР-параметрами. Значения этих параметров получают при решении набора модельных задач с разными состояниями ПТВС и окружающих ее ячеек с помощью прецизионной программы MCU-RR, прослеживающей траектории нейтронов от точек их рождения до точек поглощения с регистрацией необходимых скоростей реакций и выделе-

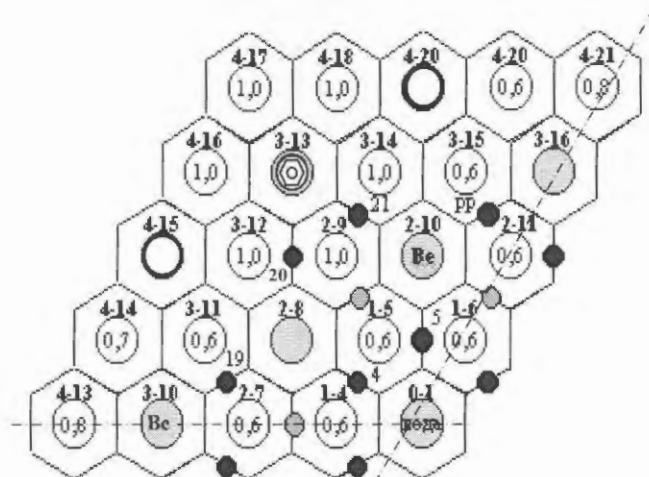


Рис. 4. Фрагмент картограммы загрузки активной зоны критсборки реактора МИР: 3-13 – ячейка с ПТВС; 4-15, 4-20 – ячейки с поглотителем (кадмиевая труба); 2-9 – ячейка с компенсатором КД (с догрузкой); 4, 5, 19, 20, 21, РР – компенсирующие стержни (КС); 1-5 – ячейка с РТВС с загрузкой топлива 0,6 от номинального значения; 2-10 – ячейка с бериллиевой пробкой

нием в них вкладов (долей) от различных источников нейтронов деления.

В результате решения модельных задач готовятся:

– “базовые” параметры $\{r_{K \leftarrow П, P}^{баз}\}$, определяемые для каждого ТВЭЛ ($K = T$) и каждого высотного участка ($K = Z$) ПТВС при нулевом выгорании топлива во всех ТВС и верхнем положении всех органов СУЗ;

– значения ПАМИР-параметров $\{r_{K \leftarrow П, P}(f)\}$ для набора состояний ячеек, определяемых факторами влияния на мощность K -го объекта ($f = 1 \dots F$): положением каждого из органов СУЗ, выгоранием топлива в ПТВС и РТВС;

– ПАМИР-параметры, нормированные на соответствующие “базовые” значения,

$$K_{K \leftarrow П, P}(f) = r_{K \leftarrow П, P}(f) / r_{K \leftarrow П, P}^{баз}$$

В процессе моделирования пространственного распределения энерговыделения в объеме ПТВС по известным значениям мощности и выгорания РТВС, положениям органов СУЗ в окружении данной ПТВС вычисляются значения каждого ПАМИР-параметра (в предположении взаимной независимости факторов f):

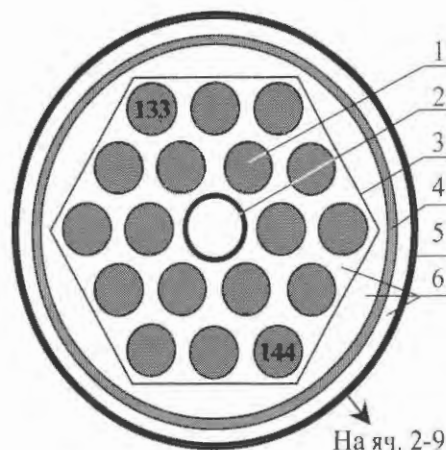


Рис. 5. Поперечное сечение петлевого канала с ПТВС в ячейке 3-13: 1 – ТВЭЛ; 2 – стальная трубка; 3 – чехол из сплава циркония; 4 – алюминиевый корпус; 5 – стальной кожух; 6 – вода; 133 и 144 – ТВЭЛы, для которых измеряли высотное распределение энерговыделения (↓ – ориентация на ячейку 2-9)

$$r_{K \leftarrow П, P} = r_{K \leftarrow П, P}^{баз} \prod_{f=1}^F K_{K \leftarrow П, P}(f),$$

а также мощность ПТВС

$$W_{П} = (1 - r_{П \leftarrow П})^{-1} \sum_{P=1}^{NP} W_P r_{П \leftarrow P},$$

а затем потвэльное и высотное распределение энерговыделения по формуле (1).

Для первого этапа тестирования ПАМИР-алгоритма, реализованного в программе ПАМИР [13], проведены эксперименты на критической сборке реактора МИР с ПТВС в ячейке 3-13 (рис. 4), содержащей 18 ТВЭЛов реактора типа ВВЭР с длиной активной части 1000 мм. Масса урана в ПТВС – 7 кг, обогащение 4,4 % по ^{235}U . Диаметр ТВЭЛов 9,15 мм, шаг размещения 12,75 мм. Поперечное сечение петлевого канала с ПТВС приведено на рис. 5.

В экспериментах измерялась активность ТВЭЛов и закрепленных на них индикаторов в виде фольг из металлического урана (90 % обогащение по ^{235}U). Для сравнения расчётных данных с экспериментальными использовалось потвэльное распределение энерговыделения, усредненное по результатам измерений двумя способами (по-

грешность до 3 %), и высотное, усредненное по двум твэлам (погрешность до 5 %).

Исследовались три состояния критсборки, в которых формировалась различная степень неравномерности потвэльного и высотного распределений энерговыделения в ПТВС с 18-ю твэлами:

1) указанные неравномерности минимальны, что достигалось полным извлечением органов СУЗ вблизи ячейки 3-13;

2) моделировался максимально возможный “перекос” энерговыделения в поперечном сечении ПТВС заменой РТВС в ячейке 4-17 на поглощающую часть компенсатора с нижней топливной догрузкой (КД) и снижением загрузки урана в ячейках 4-16 и 4-18 до 0,6 от номинального значения;

3) моделировался максимально возможный “перекос” энерговыделения по высоте ПТВС установкой в среднее положение КС-20, КС-21 и КД (в ячейке 2-9).

Результаты расчётов (Р) по программе ПАМИР пространственного распределения энерговыделения в объеме ПТВС для трех состояний критсборки приведены в сравнении с экспериментальными (Э) данными (рис. 6...8). Для всех этих состояний в потвэльном распределении относительные отклонения $\Delta = (P/\bar{P} - 1)100\%$ находятся в интервале $\pm 4\%$.

В состояниях 1) и 2) для “невозмущенного” высотного распределения энерговыделения (нулевая координата совпадает с уровнем центральной плоскости активной зоны) интервал отклонений $\Delta = \pm 6\%$ (среднеквадратическое отклонение 3 %), при этом значения коэффициентов K_z высотной неравномерности в расчётах и экспериментах совпали ($\Delta < 1\%$).

В состоянии 3) с промежуточным положением органов СУЗ (500 мм по указателям положений КД в ячейке 2-9, КС-20 и КС-21) среднеквадратическое отклонение расчётных и экспериментальных значений составило 9 %, при этом соответствующие значения K_z также совпали.

Таким образом, получено удовлетворительное согласие расчётных и экспериментальных данных об относительных по-

твэльных и высотных распределениях энерговыделения в объеме ПТВС.

При использовании в качестве “эталона” для сравнения результатов расчётов тех же распределений по прецизионной программе MCU-RR относительные отклонения от них соответствующих результатов расчётов по программе ПАМИР не выходят за пределы максимальной статистической погрешности “эталонных” значений ($\pm 2\%$ при доверительной вероятности 0,95), что свидетельствует о достаточно высокой точности расчётов, которую может обеспечить алгоритм ПАМИР.

Наиболее эффективно применение программы ПАМИР в составе информационно-измерительной системы реактора МИР, которая поставляет программе значения мощности $\{W_P\}$ всех рабочих каналов и положения всех органов СУЗ с частотой опроса датчиков контроля. Это позволяет мгновенно получать и одновременно отслеживать распределения $\{W_T\}$ и $\{W_Z\}$ в нескольких ПТВС, прогнозируя “перекосы” энерговыделения, выходящие за пределы требований к испытаниям.

Заключение

Опыт разработки и многолетней эксплуатации имитатора ImCor_SM показал эффективность использования прецизионной программы для оперативного решения нейтронно-физических задач, возникающих в процессе сопровождения работы реактора СМ, и позволил сформулировать положения обобщающей технологии SupRROS, на основе которой ведутся разработки имитатора ImCor_RBT6 и “базовых” моделей активных зон реакторов МИР, ВК-50 и БОР-60 как первоосновы соответствующих имитаторов.

Применение огромного массива накапливаемых имитаторами результатов расчётов в качестве статистического материала дает новые аппроксимационные взаимозависимости основных нейтронно-физических характеристик активной зоны, которые обеспечивают мгновенное получение приближенных (но достаточно надежных)

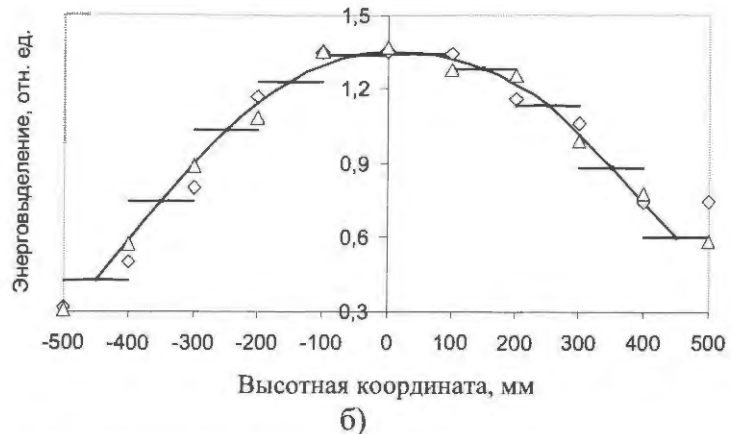
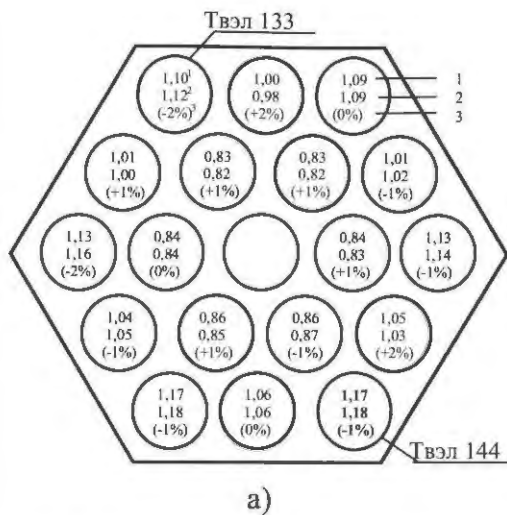


Рис. 6. Распределения энерговыведения в ПТВС в состоянии 1): а) – потвзльное (интервал отклонений $\pm 2\%$); здесь и далее расчетное (1) и экспериментальное (2) значения; отклонения $(P/E - 1)100\%$ (3); б) – высотное (интервал отклонений $\pm 6\%$, среднеквадратическое отклонение 3%): для твэлов №№ 133 (\diamond) и 144 (\triangle); расчёт по программе ПАМИР (—)

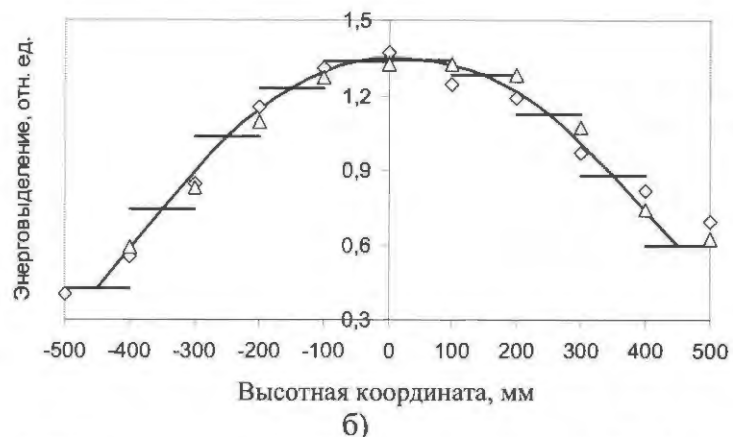
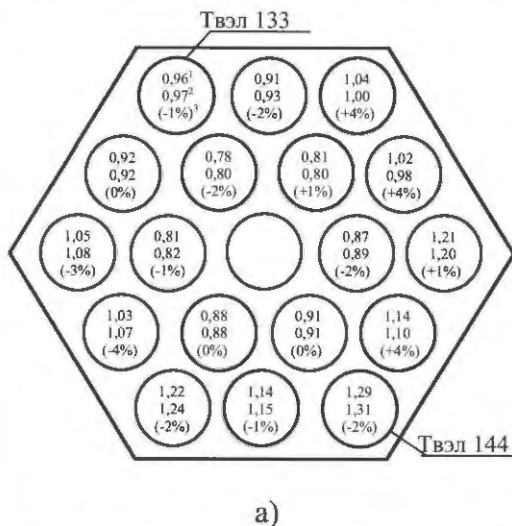


Рис. 7. Распределения энерговыведения в ПТВС в состоянии 2) (обозначение см. на рис. 6): а) – потвзльное (интервал отклонений $\pm 4\%$); б) – высотное (интервал отклонений $\pm 6\%$, среднеквадратическое отклонение 3%)

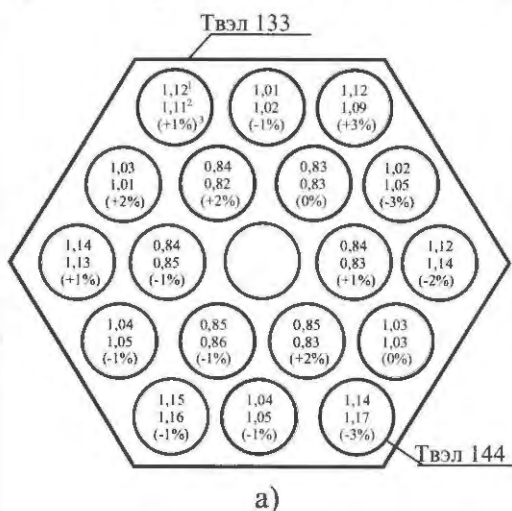


Рис. 8. Распределения энерговыведения в ПТВС в состоянии 3) (обозначение см. на рис. 6): а) – потвзльное (интервал отклонений $\pm 3\%$); б) – высотное (среднеквадратическое отклонение 9%)

прогнозных оценок изменений этих характеристик в процессе перегрузки и кампании.

Использование возможностей программы MCU-RR по фрагментации вкладов в оцениваемые функционалы и особенности формирования условий облучения ПТВС в активной зоне реактора МИР позволяют создавать алгоритмы отображения изменений полей энерговыделения в объеме ПТВС с частотой опроса датчиков внутриреакторного контроля.

Список литературы

1. **Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю.** Технология SupRROS сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов: вычислительные средства, методические подходы и пример реализации // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2009, вып. 2, с. 69–78.
2. **Ванев Ю.Е.** Разработка комплекса программных средств для сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 84–92.
3. **Крючков И.А., Огнев С.П., Рыбкин А.С. и др.** Применение графических арифметических ускорителей на методической программе решения уравнения переноса методом Монте-Карло // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2009, вып. 2, с. 62–68.
4. **Марихин Н.Ю., Ванев Ю.Е., Краснов Ю.А.** Использование имитатора IMCOR_SM для установления функциональных зависимостей между нейтронно-физическими характеристиками активной зоны реактора СМ // Сб. трудов. Димитровград: НИИАР, 2008, вып. 1, с. 12–17.
5. **Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименов В.В., Пименова О.В.** Расчётно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ. Там же, 2002, вып. 3, с. 52–63.
6. **Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Булычева Л.В.** Методика моделирования в режиме реального времени пространственного распределения энерговыделения во фрагментах ТВС энергетических реакторов в процессе петлевых испытаний в реакторе МИР.М1 // Сб. тез. докл. на от-

раслевом семинаре “Современное состояние развития программных средств для анализа динамики и безопасности АЭС”, Саров, 19–22 мая 2003 г. РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2003, с. 15–16.

7. **Цыканов В.А.** Исследовательские реакторы института и внутриреакторные методы исследования: Препринт НИИАР-1(682). М.: ЦНИИ-атоминформ, 1986.

8. **Ванев Ю.Е., Булычева Л.В., Дорофеев А.Н. и др.** Опыт использования пакета программ MCU для обоснований ядерной и радиационной безопасности работ в топливном цикле исследовательских реакторов НИИАР // Тез. докл. межд. науч.-техн. конф. “Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии”. Димитровград, 25–29 июня 2001 г., с. 238–239.

9. **Стрюков В.Н., Бартенев Ю.Г., Басалов В.Г. и др.** Универсальная компактная супер-ЭВМ // Тез. докл. межд. семинара “Супервычисления и математическое моделирование”. Саров, 11–15 октября 2010 г. РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2010, с. 78.

10. **Фролов В.А.** Введение в технологию CUDA // Компьютерная графика и мультимедиа, 2008, вып. 1(16).

11. **Ванев Ю.Е., Шумков Д.Ю., Гомин Е.А., Марин С.В.** Разработка прецизионных программных средств для имитаторов активных зон исследовательских реакторов // Тез. докл. межд. семинара “Супервычисления и математическое моделирование”. Саров, 11–15 октября 2010 г. РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2010, с. 25.

12. **Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Булычева Л.В., Краснов Ю.А.** Разработка имитатора активной зоны реактора СМ // Сб. трудов. Димитровград: НИИАР, 2005, вып. 2, с. 53–60.

13. **Ванев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Малков А.П., Березовский В.Н.** Методика экспрессного моделирования пространственного распределения энерговыделения в объеме петлевой ТВС в процессе испытаний в реакторе МИР // Там же, 2004, вып. 2, с. 10–15.

Контактная информация –

Ванев Юрий Евгеньевич, в. н. с., тел.: (495) 276-0000 (доб. 491), e-mail: yuvan@ibrae.ac.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 87–96.

Расчётные исследования эффективности нейтронной защиты корпуса и внутриреакторного хранилища реактора МБИР

А.В. Варивцев, И.Ю. Жемков, Ю.В. Набойщиков,

ОАО "ГНЦ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Поступила в редакцию 05.05.2011 г.

Приводятся результаты расчётных исследований наиболее эффективных материалов для нейтронной защиты корпуса реактора МБИР и отработавших ТВС во внутриреакторном хранилище. Рассматриваются как традиционные материалы защиты – сталь, карбид бора, так и альтернативные – гидриды циркония и гафния.

Ключевые слова: нейтронная защита, боковой экран, корпус реактора, внутриреакторное хранилище, поглотитель нейтронов, замедлитель нейтронов.

Calculations of the Efficiency of the MBIR Vessel and In-Vessel Storage Vault Neutron Shielding.
A.V. Varivtsev, I.Yu. Zhemkov, Yu.V. Naboyshnikov, JSC "SSC RIAR", Dimitrovgrad-10, Ul'yanovsk region, 433510.

The paper presents the calculational results of the most effective materials for neutron shielding of the reactor MBIR vessel and in-vessel storage vault for spent FAs. Both traditional shielding materials (steel, boron carbide) and alternative ones (zirconium and hafnium hydrides) are considered.

Key Words: Neutron Shielding, Blanket, Reactor Vessel, In-Vessel Storage Vault, Neutron Absorber, Neutron Moderator.

Введение

В настоящее время активно ведутся работы по созданию проекта многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР) [1]. В качестве нейтронной защиты в боковом экране (БЭ) планируется применять стальные сборки, которые должны снизить плотность потока быстрых нейтронов ($E > 0,1$ МэВ) в корпусе реактора до значений, обеспечивающих срок службы корпуса до 50 лет.

Кроме того, в концептуальном проекте МБИР рассматривается возможность размещения внутриреакторного хранилища (ВРХ) отработавших ТВС (ОТВС), что существенно повышает требования к эффективности нейтронной защиты и увеличивает размер корпуса реактора.

Очевидно, что при увеличении размера корпуса реакторной установки (РУ) повысится ее стоимость и уменьшатся потоки за корпусом реактора, где предполагается разместить вертикальные и горизонтальные экспериментальные каналы. Однако число рядов защиты и соответственно размеры корпуса реактора можно уменьшить при

использовании в качестве защиты поглотителей и/или замедлителей нейтронов [2, 3].

Цель данной работы – получение расчётных оценок, позволяющих выбрать материал для нейтронной защиты корпуса МБИР и ОТВС в ВРХ.

1. Исходные данные и расчётные модели

Расчёты нейтронно-физических характеристик (НФХ) МБИР проведены по прецизионному коду MCU-RR [4]. Комплекс программ MCU-RR предназначен для расчёта НФХ ядерных реакторов и подкритических систем методом Монте-Карло в произвольной трехмерной геометрии с детальным учётом энергетической зависимости сечений взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Верификация кода выполнена по множеству экспериментальных исследований в активной зоне (а.з.) реактора БОР-60 и за ее пределами – в БЭ, малой поворотной пробке, горизонтальных каналах, биологической защите.

Расчётные исследования носят оценочный характер, и авторы не ставят целью исследование конкретной конфигурации а.з. и

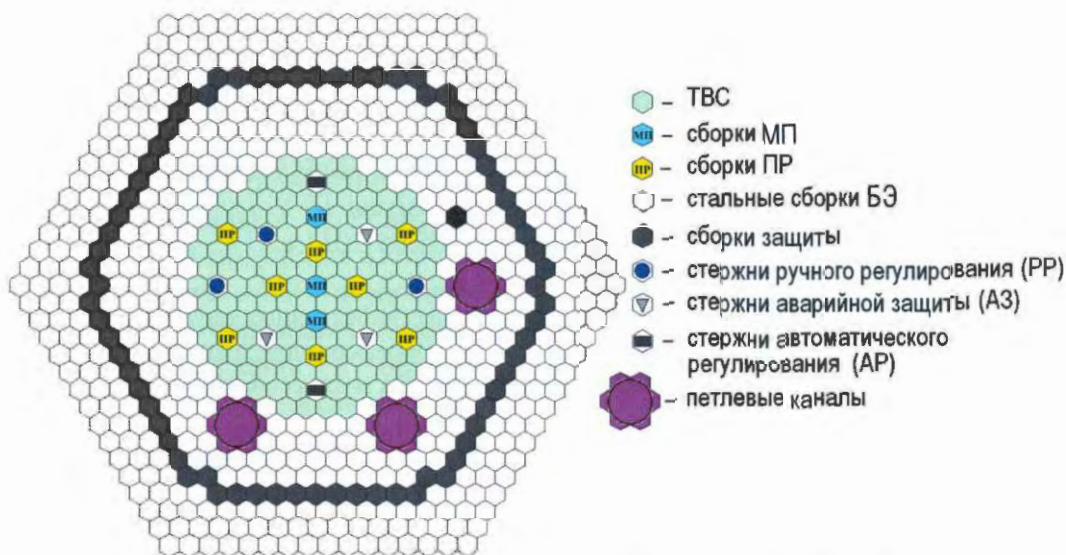


Рис. 1. Картограмма а.з. и БЭ МБИР с нейтронной защитой

БЭ реактора. Для проведения расчётов выбран один из вариантов компоновки а.з. и БЭ МБИР, рассматривавшихся в НИИАР (рис. 1). Нетопливные сборки на картограмме МБИР обозначены как ПР (пакет для обработки радионуклидов) и МП (материаловедческий пакет). Основные исходные данные по МБИР для проведения расчётов приведены в табл. 1.

Таблица 1. Исходные данные для расчёта НФХ

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	150
Число ТВС	132
Размер ТВС "под ключ", мм	67
Шаг размещения ТВС, мм	69
Высота а.з., см	55
Высота торцевых зон воспроизводства, см	20
Число нетопливныхборок в а.з.	11
Число петлевых каналов	3

Диаметр корпуса реактора определяется исходя из конструктивных и физических параметров. Приняв предельное значение флюенса быстрых нейтронов материала корпуса равным $6,5 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ и планируемый срок службы РУ 50 лет при коэффициенте использования установленной мощности около 0,65 отн. ед., получим, что допустимая плотность потока нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ на внутренней стенке корпуса реактора не должна превышать $6,3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

2. Результаты расчётных исследований

Рассмотрим материалы для возможного применения в качестве нейтронной защиты.

Сталь (особенно содержащая никель) смягчает спектр нейтронов за счёт неупругого рассеяния. Замедленные нейтроны более эффективно поглощаются в ней самой и других материалах. Тем не менее вследствие невысокой замедляющей и поглощающей способности стали для эффективной защиты требуется много рядов стальныхборок.

Карбид бора B_4C за счёт поглощения тепловых и надтепловых нейтронов заметно снижает плотность потока. Эффективность B_4C уменьшается с выгоранием изотопа ^{10}B . При выгорании карбид бора распухает за счёт образования гелия, вследствие чего теряет прочностные свойства. Кроме того, интенсивное поглощение нейтронов в B_4C вносит отрицательную реактивность.

Обеднённый карбид бора (содержит 3 % ^{10}B) в меньшей степени подвержен выгоранию и, следовательно, распуханию, являясь слабым поглотителем и неплохим замедлителем нейтронов.

Гидрид циркония ZrH_2 существенно смягчает спектр нейтронов за счёт упругого рассеяния на ядрах водорода, приводя тем самым к интенсивному поглощению нейтронов в самом гидриде циркония, конструкционных материалах и теплоносителе. Достоинством гидрида циркония является то, что его эффективность не меняется под облучением (не вы-



Рис. 2. Радиальное распределение плотности потока быстрых нейтронов в БЭ МБИР (— — допустимое значение плотности потока быстрых нейтронов на внутренней стенке корпуса реактора)

горит). Применение ZrH_2 также вносит отрицательную реактивность.

Гидрид гафния $HfH_{1,5}$ служит одновременно и замедлителем, и поглотителем нейтронов. Нейтроны, замедляясь на ядрах водорода, интенсивно поглощаются ядрами гафния — реакция (n, γ) . Гафний практически не выгорает — при поглощении нейтронов нуклиды гафния переходят друг в друга. Кроме того, замедленные нейтроны хорошо поглощаются конструкционными материалами и теплоносителем.

Следует помнить, что при высоких температурах $420...450^\circ C$ в гидридах циркония и гафния возможен эффект частичной потери водорода. На рис. 2 приведены радиальные распределения плотности потока быстрых нейтронов в БЭ МБИР (без ВРХ) с различным составом нейтронной защиты.

Таким образом, при использовании стальных сборок в качестве нейтронной защиты с учётом поперечных размеров сборки минимальный внутренний диаметр (далее — диаметр) корпуса реактора должен составлять около 188 см. Применение карбида бора (как природного, так и обедненного) уменьшает диаметр корпуса до 174 см, а нейтронная защита, выполненная из гидридов циркония или гафния, — до 160 см.

Как отмечено выше, нейтронная защита на основе поглотителей или замедлителей

вносит отрицательную реактивность относительно стальныхборок БЭ. Отрицательная реактивность, вносимая нейтронной защитой, расположенной в 11, 12 рядах картограммы (см. рис. 1), составляет:

B_4C (3 % ^{10}B)	– 0,4 % $\Delta k/k$
B_4C (19 % ^{10}B)	– 0,6 % $\Delta k/k$
ZrH_2	– 1,0 % $\Delta k/k$
$HfH_{1,5}$	– 1,0 % $\Delta k/k$

Рассмотрим далее вариант компоновки а.з. и БЭ МБИР с ВРХ ОТВС (рис. 3).

Размер ВРХ определяется числом ОТВС, которые должны в нем разместиться. Для рассматриваемого варианта компоновки а.з. (132 ТВС) по окончании микрокампании (МК) в ВРХ будут выгружаться до 33 ОТВС, которые после расхолаживания в течение одной МК будут выгружены из реактора, а на их место загружена следующая партия ОТВС. Таким образом, для обеспечения штатной перегрузки а.з. ВРХ должно иметь до 40 ячеек. Все они должны быть расположены на расстоянии от а.з., достаточном для снижения плотности потока Φ_n нейтронов и соответственно мощности ОТВС до приемлемого уровня.

По аналогии с ВРХ реактора БН-600 следует добиться снижения удельного энерговыделения Q_v в ОТВС ВРХ до 4 % от уровня последнего ряда а.з.

Величина удельного энерговыделения в

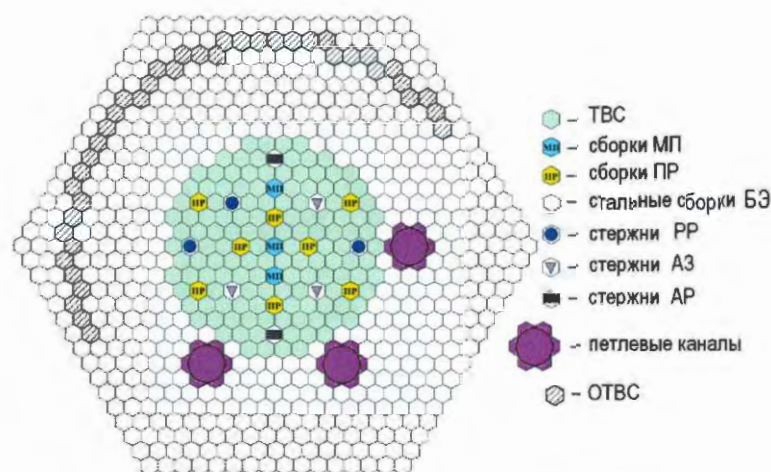


Рис. 3. Картограмма а.з. и БЭ МБИР с ВРХ

ТВС последнего ряда (6, 7 ряды) составляет примерно 550 кВт/л. На рис. 4 приведены результаты расчёта Q_v в ОТВС в зависимости от расположения ВРХ в реакторе со стальной защитой.

Для снижения значения Q_v до требуемой величины необходимо расположить ВРХ в 15...17 рядах (рис. 4), т.е. иметь 8, 9 рядов стальныхборок между а.з. и ВРХ. Кроме того, само ВРХ может состоять из нескольких рядов ячеек, что в совокупности приведет к значительному увеличению размеров корпуса реактора. Применение поглотителей и замедлителей в качестве нейтронной защиты (рис. 5) уменьшит число рядов защиты и соответственно размеры корпуса.

Таблица 2. Параметры нейтронной защиты ВРХ и корпуса реактора

Материал защиты	Расположение ВРХ, ряд	Расположение защиты, ряд	Относительное удельное энерговыделение, %	Диаметр корпуса, см
Сталь	16...18	—	2,7	228
Сталь	15...17	—	4,0	214
B ₄ C (3 %)	14...16	11...13	3,9	202
B ₄ C (19 %)	13...15	10...12	3,3	188
B ₄ C (19 %)	12...14	10...12	4,0	188
ZrH ₂	13...15	10...12	2,0	188
ZrH ₂	12...14	10...12	4,0	174
ZrH ₂	12...14	9...11	3,1	174
HfH _{1,5}	13...15	10...12	2,0	188
HfH _{1,5}	12...14	10...12	2,8	174

В табл. 2 представлены варианты раз-

мещения ВРХ иборок нейтронной защиты, удовлетворяющие условию снижения удельной мощности энерговыделения в ОТВС. Жирным прифтом в таблице выделены те варианты расположения ВРХ и нейтронной защиты, которые при соблюдении условий по снижению значений Q_v позволяют достичь минимальных размеров корпуса реактора для каждого конкретного материала нейтронной защиты.

Из табл. 2 видно, что минимальных размеров корпуса при наличии ВРХ можно добиться, применяя в качестве нейтронной защиты сборки с гидридами циркония или гафния, установленные в 10...12 рядах.

Заключение

Проведенные расчётные исследования показали, что использование поглотителей и замедлителей в качестве нейтронной защиты позволит уменьшить диаметр корпуса МБИР со 188 до 160 см при условии отсутствия ВРХ ОТВС.

Наличие ВРХ приведет к увеличению радиальных размеров корпуса. Так, при применении стальной нейтронной защиты минимальный диаметр корпуса реактора с ВРХ составит примерно 214 см. Использование природного карбида бора уменьшит диаметр корпуса до 188 см, а применение гидридов циркония или гафния – до 174 см.

Таким образом, нейтронная защита на основе гидридов наиболее эффективно защищает корпус реактора и ВРХ, существенно снижая плотность потока нейтронов

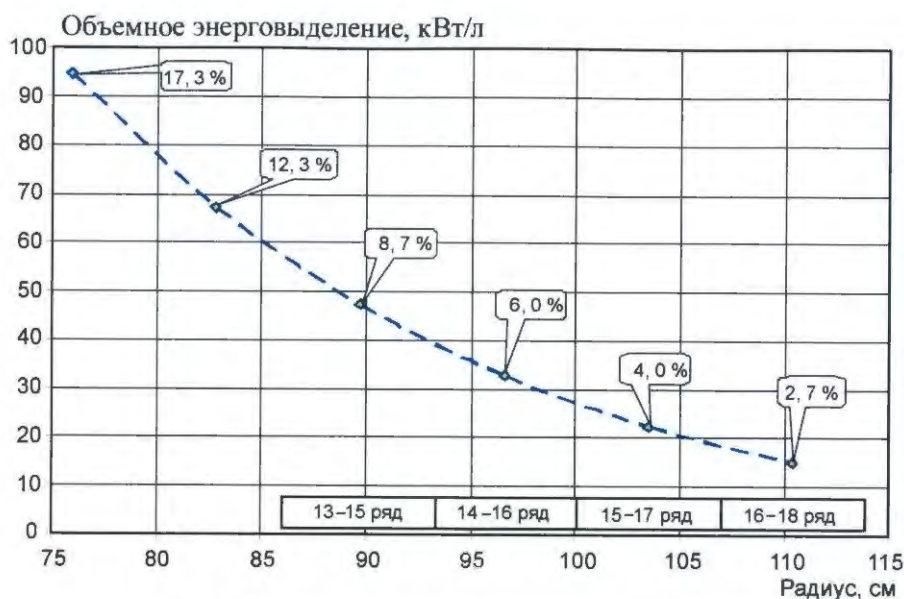


Рис. 4. Удельное энерговыделение в ОТВС ВРХ

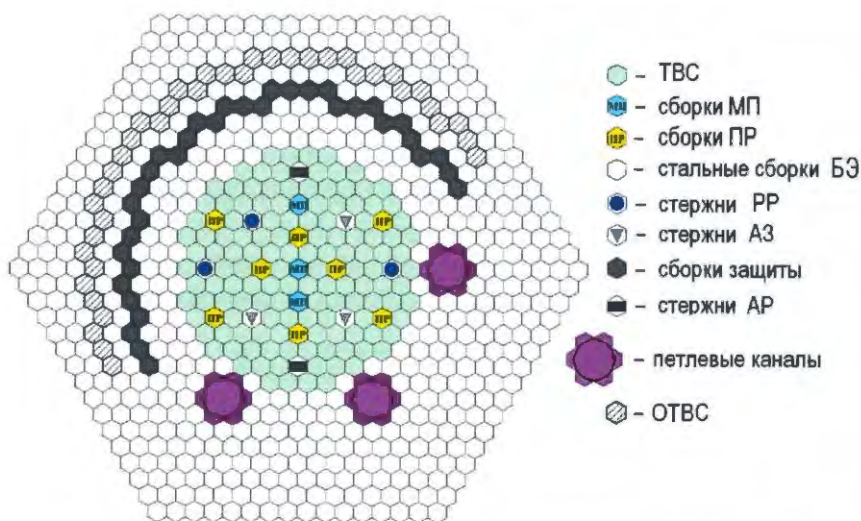


Рис. 5. Картограмма а.з. МБИР с ВРХ и нейтронной защитой

в них, оставляя при этом возможность достижения высокой плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах, расположенных за корпусом реактора.

Список литературы

1. *Третьяков И.Т., Лопаткин А.В., Романова Н.В. и др.* От БОР-60 к реактору МБИР: преемственность и развитие // Сб. докладов научно-техн. семинара "Роль реактора БОР-60 в инновационном развитии атомной отрасли", г. Димитровград, 2 марта 2010 г. - Димитровград: ОАО "ГНЦ НИИАР", 2010. С. 125-132.
2. *Fast Reactor Database: 2006 Update.* IAEA-TECDOC-1531. Austria: Vienna, 2006. P. 218-221.

3. *Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Варивцев А.В.* Патент 79210 РФ. Реактор на быстрых нейтронах. Бюлл. № 35, 2008.

4. *Gomin E., Maiorov L.* The MCU Monte Carlo Code for 3D Depletion Calculation // Proc. of Int. Conf. on Mathem. and Comput., React. Phys., and Envir. Analyses in Nucl. Applications, Sept. 27-30 1999. Spain: Madrid, 1999. V. 2. P. 997-1006.

Контактная информация -
 Варивцев Артём Владимирович, н. с., тел.: +7 (902)123-02-50, e-mail: iov@niiar.ru

Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 97-101.

Модификация метода Монте-Карло для расчёта влияния неизвестного размещения твердых радиоактивных отходов на неопределенность дозовых полей при различных весогабаритных характеристиках контейнера

П.А. Андросенко, К.М. Колганов, В.Г. Могулян,

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", 249040, г. Обнинск Калужской области, Студенческий городок, 1
Поступила в редакцию 29.03.2011 г.

Рассматривается подход к оценке неопределенности исходных данных в расчётах методом Монте-Карло. Предполагается неизвестным взаимное геометрическое расположение частей исследуемой системы. Также изучается влияние на точность результата различных приближений при описании геометрической формы объектов системы. Для задач переноса фотонов рассматривается влияние на величину дозовых полей неизвестного размещения и приближенного описания формы твердых радиоактивных отходов в контейнере.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, неопределенность исходных данных, неаналоговое моделирование, азимутальный угол рассеяния.

Monte Carlo Method Version for the Estimation of an Influence of Unknown Radioactive Waste Layout on the Dose Fields Uncertainty with Various Overall Container Dimensions. *P.A. Androsenko, K.M. Kolganov, V.G. Mogulyan, Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering of National Research Nuclear University "MEPhI", 1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga region, 249040.*

The new method of taking into account the initial data uncertainty in Monte Carlo calculations is described. Relative geometry layout of parts of a system under study is supposed to be unknown. An influence of various objects geometry approximations on the calculation accuracy is researched. An influence of unknown radioactive waste layout on the dose fields is investigated for photon transport problem.

Key Words: Monte Carlo Method, Initial Data Uncertainty, Non-analogue Simulation, Azimuth Angle of Scattering.

Степень доверия искомым значениям, полученным в результате проведения расчётов, зависит не только от достоверности информации о поведении моделируемой системы, но и от тех упрощений и аппроксимаций, которые мы вынуждены применять, чтобы построить численный эксперимент. На точность результата влияет, во-первых, незнание точных значений параметров системы. Эти значения известны лишь с некоторой погрешностью.

Во-вторых, на понижение точности результата влияет использование упрощенной геометрической модели, так как полноценная ее реализация может потребовать сложных, а иногда и неразрешимых вычислений, что многократно усложняет построение компьютерного кода. Влияние вышеупомянутых причин может быть в некоторой степени снижено, так как, усложняя геометрическую модель, мы приближаемся к реальной модели системы.

Объективно непреодолимым препятствием служит присутствие естественной неоднородности в той части исследуемой системы, которую мы в процессе построения модели расчётов вынуждены принимать однородной. К этому принуждает отсутствие точной информации об однородности среды. Но наиболее сложным с точки зрения учета влияния на результат оказывается отсутствие точной информации о взаимном расположении геометрических объектов системы.

Если разброс значений плотности какого-либо вещества может быть учтен, например, путем проведения расчёта для граничных значений (интервал колебаний значений предполагается малым) с дальнейшей интерполяцией на интервал [1], то взаимное расположение геометрических частей системы может вынудить полностью перестроить модель расчёта. Дело в том,

что основные вычислительные системы, опирающиеся на применение метода Монте-Карло (и не только они), существенно используют данные о геометрической структуре рассчитываемой системы.

Настоящая работа касается оценки неопределенности результата расчёта, которая вызвана незнанием точной информации о взаимном расположении геометрических частей системы. Изучаемая проблема рассмотрена на примере оценки неопределенности дозовых полей при неизвестном размещении твердых радиоактивных отходов (ТРО) в контейнере.

При эксплуатации АЭС каналы нейтронного измерения (КНИ) и датчики температурного контроля (ТК) в качестве высокоактивных отходов подлежат упорядоченному хранению в хранилище ТРО. КНИ представляют собой длинные трубки протяженностью 10...11 м.

КНИ, смотанный наматывающей машиной в моток, представляет собой навитую из трубки многослойную пружину в виде усеченного конуса с центральным отверстием. Диаметр основания конуса имеет величину 120 мм, его высота 100 мм.

Образующая конуса почти перпендикулярна основанию, поэтому исходим из того, что форма КНИ представляет собой полый цилиндр. Можно утверждать, что диаметр сферы, описанной вокруг смотанного в моток КНИ (ТК), не более 150 мм. Масса одного мотка КНИ (ТК) $\approx 2,33$ кг.

Смотанные в бунты КНИ помещаются в капсулу, устанавливаемую в контейнер, предназначенный для их сбора и транспортировки из реакторного отделения в хранилище ТРО. Размещением бунтов из КНИ в капсуле занимается специальная машина. Согласно технологическим данным в одну капсулу загружается не более 9 бунтов. Их взаимное геометрическое расположение внутри капсулы зависит от собственных геометрических размеров, диаметра капсулы и случайных факторов.

Случайность проявляется в том, как специальная машина произвела захват погружаемого объекта (бунта), какую он получил скорость вращения при опускании в

капсулу и, соответственно, каким "боком" объект лег на остальные присутствующие в капсуле объекты. Под действием силы тяжести и с учетом силы трения объекты могут поменять свое взаимное расположение, например, более компактно разместиться в капсуле. Это естественно изменяет профиль излучения, создаваемый капсулой с радиоактивными отходами. Все это не позволяет получить точную информацию об итоговом расположении.

Реальная геометрическая форма смотанного в бунт КНИ представляет собой усеченный конус с полостью внутри. Однако такая форма усложняет определение взаимного размещения нескольких бунтов внутри капсулы. Рассматривая разные упрощения с точки зрения геометрической формы этих бунтов, одновременно упрощаем задачу определения взаимного расположения бунтов. Применяя подобные упрощения, вносим изменения, различным образом влияющие на реальную задачу определения дозовых полей излучения.

Одним из таких "побочных эффектов" является влияние формы бунта на самопоглощение, т.е. величина потока излучения, покидающего бунт, меняется в зависимости от формы при фиксированной массе излучающего материала. Для сравнения рассмотрены две формы представления бунта – сфера и цилиндр. Естественно, в обоих случаях масса материала одинакова, однако из-за различной формы приходилось прибегать к изменению фактической плотности. Размеры цилиндра взяты в соответствии с заданными размерами бунта, таким образом, диаметр цилиндра равнялся 120 мм, а высота 100 мм. Размеры сферы взяты из соображений, что она описывает заданный цилиндр.

Определение влияния формы на самопоглощение, а также все представленные в этой работе расчёты проведены методом Монте-Карло с использованием комплекса BRAND 3.4 [2]. Полученные значения (рис. 1) позволяют говорить о небольшом различии, а именно, величина потока излучения, покидающего цилиндр, приблизительно на 4 % меньше, чем в случае сферы. Важно

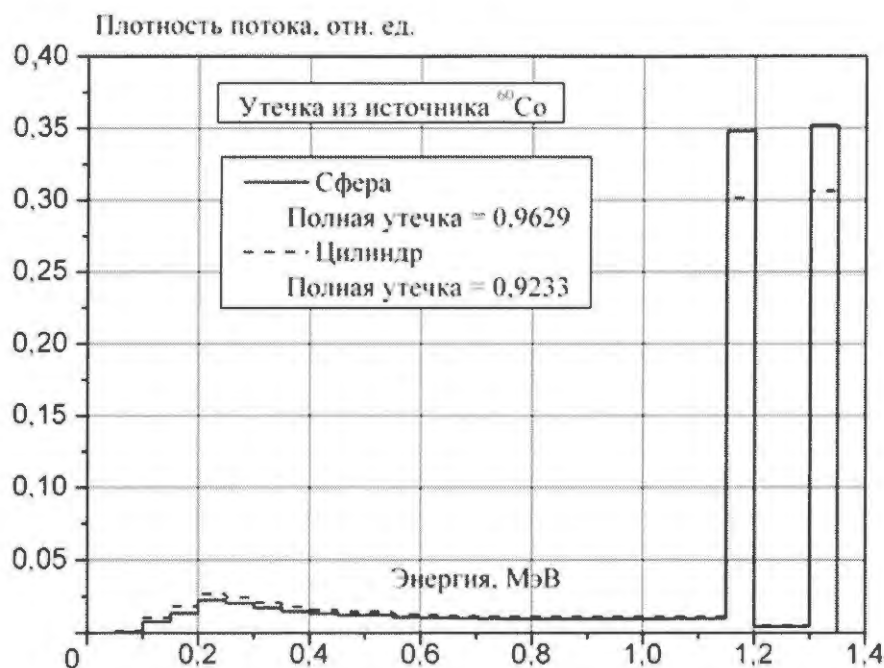


Рис. 1. Влияние формы на самопоглощение

отметить, что “эталонной” при таком сравнении служит форма цилиндра, она ближе соответствует реальной геометрической форме смотанных в бунты КНИ.

Следующим фактором, вносящим неопределенность в результат, является взаимное геометрическое расположение бунтов относительно друг друга внутри капсулы. Оно неизвестно, так как их размещение внутри капсулы определяется случайными факторами, за этот процесс отвечает машина, в задачу которой входит лишь опускание бунтов внутрь капсулы, а не организация их компактного расположения внутри нее. Под действием сил тяжести и трения бунты занимают определенное положение. Компактность расположения бунтов внутри капсулы, таким образом, также неизвестна, что влечет изменение общего профиля дозовых полей вокруг контейнера.

Сразу отметим, что цель данной работы состояла в том, чтобы проверить возможность учёта подобной неопределенности в процессе расчёта методом Монте-Карло, поэтому первоначально в проведенных расчётах реальная оболочка контейнера и капсулы не использовалась, лишь цилиндрическая форма капсулы и ее размеры определяли взаимное размещение бунтов. Фактически, капсула была “эфемерной”, но на-

кладывала геометрические ограничения на взаимное расположение бунтов.

Для определения формы и величины дозовых полей в процессе моделирования методом Монте-Карло детекторы располагались вокруг цилиндрической капсулы по следующей схеме: детектор № 1 – под капсулой, детектор № 2 – над капсулой, детекторы №№ 3...6 – вокруг капсулы на половине ее высоты.

Так как очень сложно смоделировать геометрическое расположение бунтов в случае их реальной формы, в качестве упрощения представим бунт в форме сферы, как это уже рассмотрено выше. Так как диаметр сферы равен 150 мм, а цилиндрическая полость капсулы имеет диаметр 310 мм, то сферы будут располагаться парами. Первая пара сфер лежит на дне капсулы, вторая пара опирается на предыдущую пару, причем сферы опущены в образовавшийся зазор между сферами предыдущей пары и стенками капсулы.

Таким образом, даже при такой простой форме бунтов требуется определенное искусство, чтобы правильно рассчитать их расположение внутри цилиндрической капсулы. Поэтому очевидным приближением будет располагать сферы не компактным способом, а “раскладывая” их парами на воображаемых плоскостях. Это приводит к

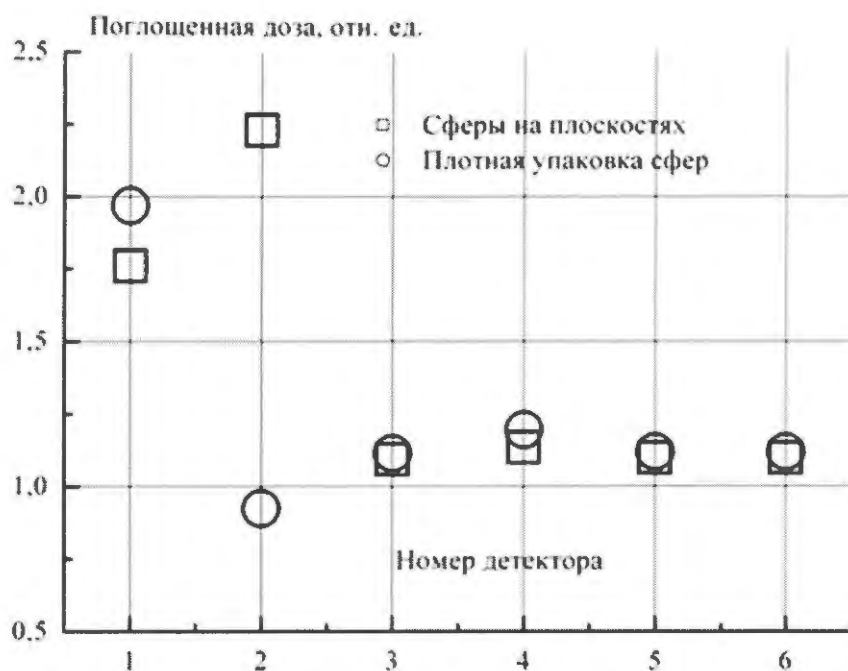


Рис. 2. Сравнение показаний детекторов для двух расположений сфер

простому расчёту их расположения, но вносит, как увидим, существенный вклад в неопределенность результата.

На рис. 2 представлен результат моделирования методом Монте-Карло для случаев, когда сферы расположены компактно или друг над другом на воображаемых плоскостях. Основное отличие (140 %) приходится на детектор № 2, расположенный над капсулой, что говорит о существенном влиянии подобного рода упрощений при расположении бунтов внутри капсулы.

Следующим этапом в "уточнении" модели будет применение не сфер, а сначала цилиндров, затем полых цилиндров. В случае цилиндров их диаметр позволяет расположить их группами по три: на дне капсулы первая группа из трех объектов, на них установлена вторая, еще выше – третья группа. Цилиндры опираются на дно капсулы своим торцом. Такое расположение должно дать наибольший вклад в величину дозового поля для детектора, расположенного под капсулой. Результаты моделирования методом Монте-Карло представлены на рис. 3, из которого следует, что основное различие проявляется в этот раз для детектора № 1, расположенного под капсулой.

Также проведено сравнение между цилиндрами и полыми цилиндрами, однако

существенного различия не замечено. Максимальное отличие составило 0,7 % для одного из детекторов. Эти и другие результаты представлены в сводной таблице.

В процессе статистического моделирования ошибка метода Монте-Карло составляла во всех экспериментах не более 0,3 %, что говорит о репрезентативности полученных данных, т.е. отклонение показаний детекторов друг относительно друга существенно, а не является ошибкой, вызванной самим процессом моделирования.

Проведенные расчёты показывают существенное влияние неизвестного геометрического размещения объектов моделируемой системы на неопределенность результата. Так как в процессе моделирования капсула фактически отсутствовала, то отклонения при разных приближениях составили большую величину, однако при расчёте реальной задачи, судя по всему, форма дозовых полей может сглаживаться, что приведет к уменьшению отклонений.

Как уже сказано, смотанные в бунты КНИ (ТК) помещаются в капсулу. Полость в капсуле имеет диаметр 310 мм, а высота этой полости 750 мм. В капсулу помещают 9 мотков КНИ, затем капсула устанавливается в контейнер. Корпус контейнера представляет собой стальной цилиндр с осевым



Рис. 3. Сравнение дозовых полей по детекторам для сфер и цилиндров

отверстием для размещения капсулы. Толщина крышки и нижнего основания составляет 30 см, толщина стенок 40 см. Для фотонов такая толщина стенок служит труднопреодолимым препятствием.

Как уже показано, в отсутствие контейнера при разных описаниях формы радиоактивных отходов и их случайном размещении внутри капсулы получаем достоверно отличающиеся результаты. Однако «установка» капсулы с ТРО в корпус контейнера может привести к сглаживанию дозовых полей. Размеры контейнера заметно определяют степень такого сглаживания. Очевидно, что при небольшой толщине этот эффект проявится слабо и тогда описание формы ТРО остается важным и существенным моментом. Увеличение размеров контейнера может проявить этот эффект в большей степени. Тогда возникает необходимость определить, при каких габаритных характеристиках контейнера описание формы ТРО уже почти не влияет на форму до-

зовых полей.

Однако не только разный подход к описанию формы ТРО приводит к появлению неопределенности. Сама толщина контейнера может быть задана с некоторой точностью. В нашей работе проведены расчёты величины поглощенной дозы для толщины стенок контейнера 10, 20, 30 и 40 см с введенной погрешностью ± 1 см.

Значения дозовых полей, полученные при толщине стенок 10 ± 1 см, говорят о том, что для нижнего детектора (рис. 4) и бокового детектора (рис. 5) различные описания форм ТРО дают значительное отличие в величине поглощенной дозы.

Расчёты, проводимые для толщины стенок контейнера от 9 до 21 см, занимают несколько часов, а значение ошибки метода Монте-Карло при этом составляет менее 0,5 %. Однако большее значение этих размеров вызывает необходимость проводить более долгие расчёты. При толщине стенок порядка 30 см время расчёта вырастает

Таблица показаний детекторов в случае различных аппроксимаций, отн. ед.

	Детектор 1	Детектор 2	Детектор 3	Детектор 4
Сферы на плоскостях	1,7600	2,2293	1,0934	1,1348
Плотная упаковка сфер	1,9692	0,92343	1,1140	1,1950
Цилиндр	3,4350	0,74447	0,74447	1,2280
Полый цилиндр	3,4221	0,7459	1,2257	1,2259

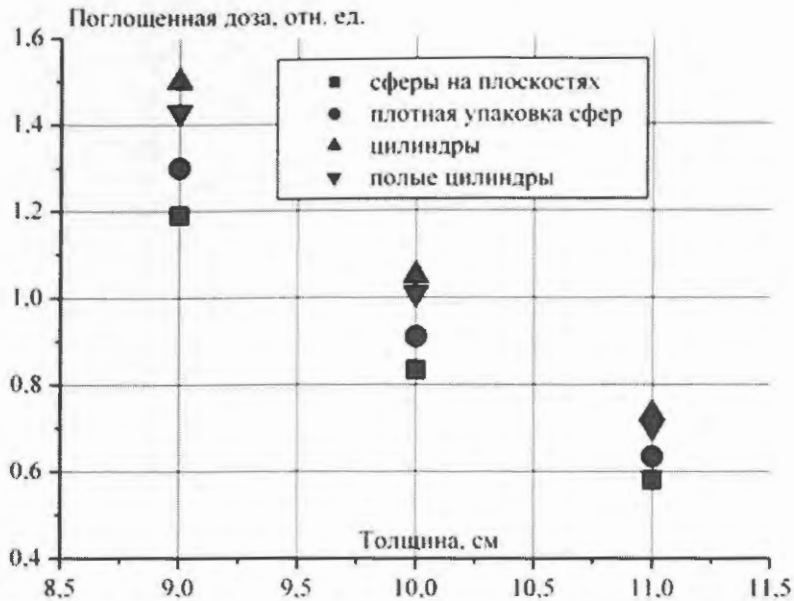


Рис. 4. Значение поглощенной дозы для нижнего детектора при толщине стенок 10 ± 1 см

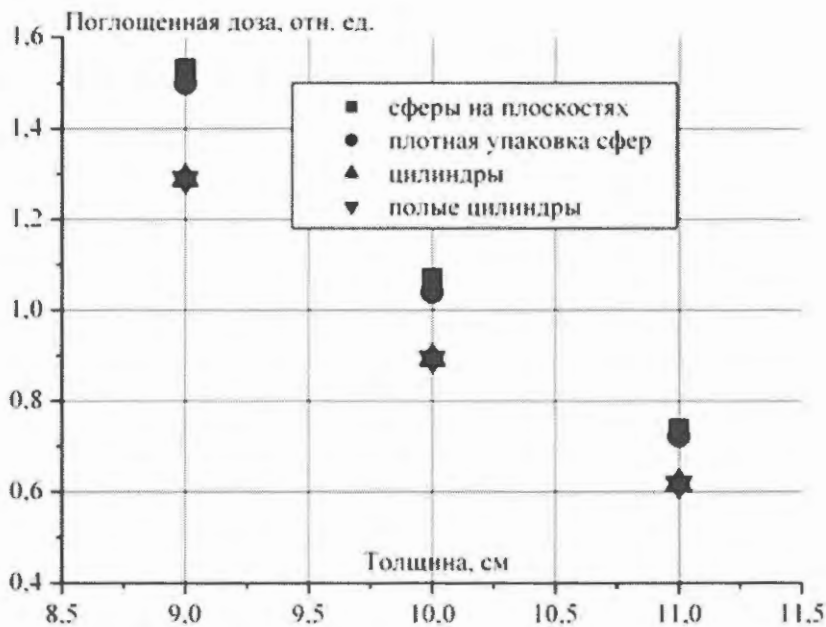


Рис. 5. Значение поглощенной дозы для бокового детектора при толщине стенок 10 ± 1 см

вдвое при стандартном отклонении порядка 1 % (рис. 6 и 7).

Однако оценка доз фотонного излучения через стенку контейнера толщиной в 40 см (рис. 8) методом Монте-Карло весьма затруднительна, поскольку задачи расчёта переноса излучения с сильным (более 10^{10}) ослаблением очень “сложны” для решения методом Монте-Карло. Для повышения эффективности моделирования использовалась модификация метода Монте-Карло, осуществляющая неаналоговое моделиро-

вание азимутального угла рассеяния частиц. Ниже приведено ее описание.

Стационарный процесс переноса излучения описывается интегральным уравнением Фредгольма 2-го рода

$$\psi(x) = \int_x K(x' \rightarrow x)\psi(x')dx' + f(x), \quad \text{где}$$

$\psi(x)$ – плотность столкновений частиц в точке фазового пространства x , $f(x)$ – плотность первых столкновений частиц в точке фазового пространства x , $K(x' \rightarrow x)$ – плот-

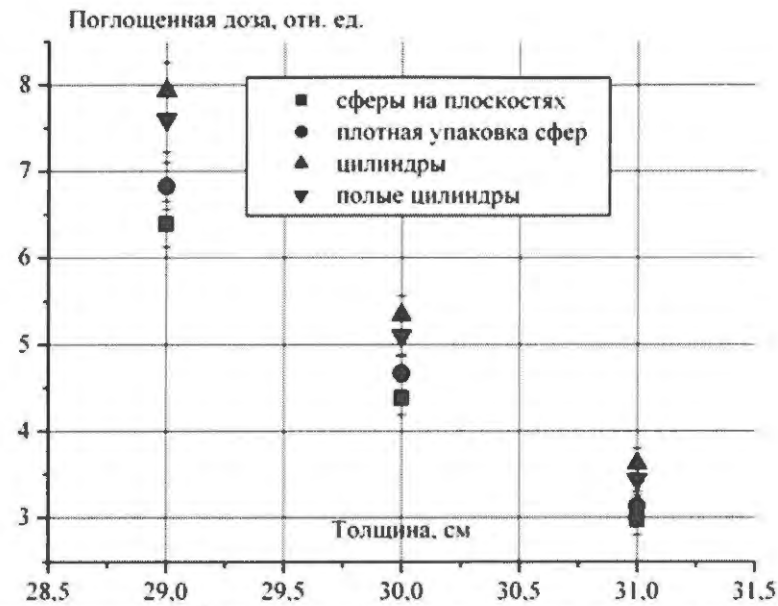


Рис. 6. Значение поглощенной дозы для нижнего детектора при толщине стенок 30 ± 1 см

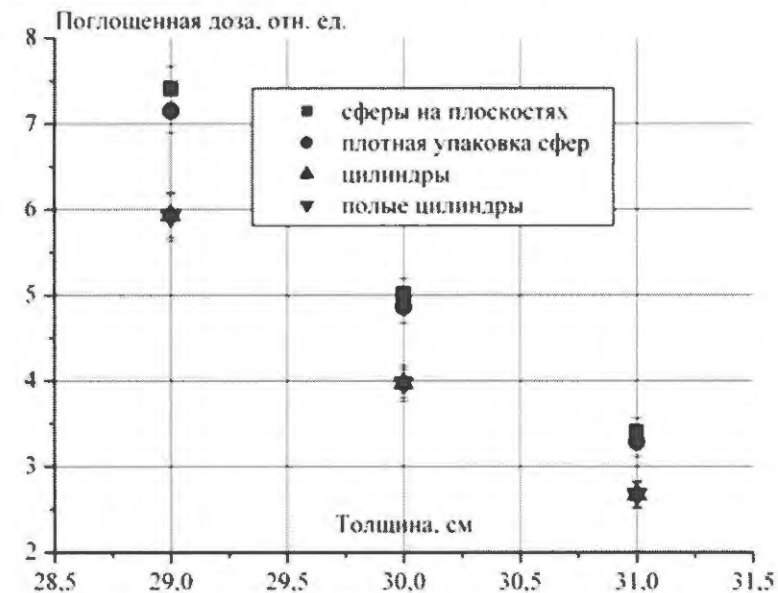


Рис. 7. Значение поглощенной дозы для бокового детектора при толщине стенок 30 ± 1 см

ность вероятности перехода из точки x' в точку x .

В этом выражении $x \in X$, $X = \{\mathbf{r}, E, \Omega\}$, $\mathbf{r} \equiv \{x, y, z\}$, $(x, y, z) \in (-\infty, \infty)$, $E \in (0, \infty)$, $\Omega \in (0, 4\pi)$. Ядро $K(x' \rightarrow x)$ интегрального уравнения для процесса переноса фотонного излучения имеет следующий вид:

$$K(x' \rightarrow x) = \frac{\Sigma_S(\mathbf{r}', E')}{\Sigma_t(\mathbf{r}', E')} g(\mathbf{r}'; \Omega', E' \rightarrow \Omega, E) \times \\ \times \Sigma_t(\mathbf{r}, E) e^{-\tau(\mathbf{r}', \mathbf{r}, E)} \delta\left(\Omega - \frac{\mathbf{r} - \mathbf{r}'}{|\mathbf{r} - \mathbf{r}'|}\right) / |\mathbf{r} - \mathbf{r}'|^2.$$

Здесь $g(\mathbf{r}'; \Omega', E' \rightarrow \Omega, E)$ – индикатриса рассеяния, $\tau(\mathbf{r}', \mathbf{r}, E)$ – оптическая длина пути между точками \mathbf{r}' и \mathbf{r} для частиц с энергией E .

Как правило, задачей расчетов методом Монте-Карло является оценка линейных функционалов вида $I_h = (\psi, h) = \int_X \psi(x) h(x) dx$,

где $h(x)$ – функция детектора, в данном случае функция поглощенной дозы для фотонного излучения в воздухе.

Решение уравнения переноса излучения методом Монте-Карло обычно производится путем построения цепи Маркова. Мар-

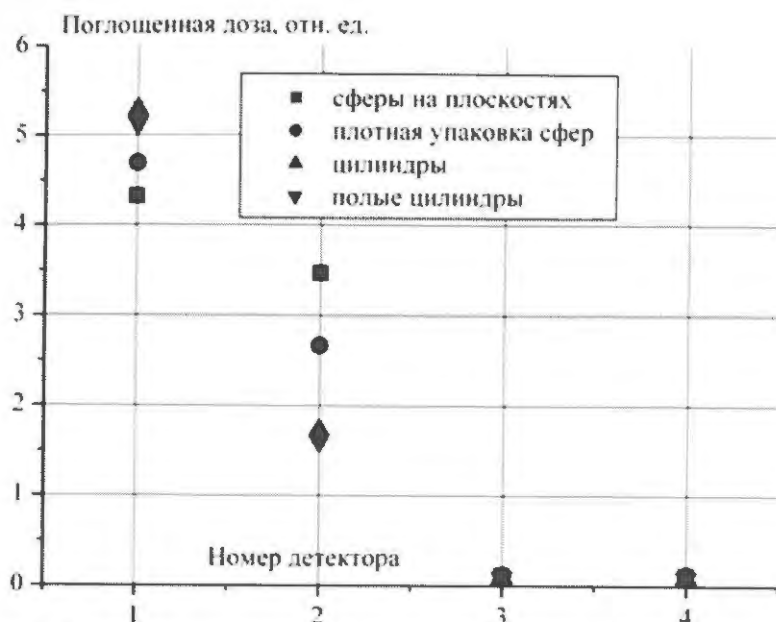


Рис. 8. Значение поглощенной дозы для нижнего (1), верхнего (2) и двух боковых (3 и 4) детекторов при толщине стенок 40 см

ковская цепь событий представляет собой случайно разыгранную траекторию движения частицы. Ее построение выполняется путем последовательного моделирования процессов взаимодействия с веществом и пробега от одной точки взаимодействия к другой. В дальнейшем с цепи Маркова снимается информация при помощи какой-либо из оценок.

В числе прочих у фотонов существует такой тип взаимодействия, как рассеяние на ядрах. Как известно, распределение углов θ рассеяния описывается законами взаимодействия излучения с веществом. Множество направлений полета частицы, рассеянной на угол θ , образует коническую поверхность, причем распределение направлений по углу φ при радиусе основания конуса изотропно. В этой работе описана модификация метода Монте-Карло, позволяющая проводить неаналоговое моделирование азимутального угла φ рассеяния с целью его приближения к моделированию "по ценности".

Как известно из теории методов Монте-Карло, "идеальным" способом моделирования угла φ считается розыгрыш "по ценности", т.е. в соответствии с решением сопряженного уравнения переноса. Для функции ценности частиц так же, как и для

плотности столкновений, справедливо раз-

ложение в ряд Неймана $\psi^*(x) = \sum_{n=0}^{\infty} \psi_n^*(x)$,

$$\text{где } \psi_n^*(x) = \int_x K^*(x' \rightarrow x) \psi_{n-1}^*(x') dx' = \\ = \int_x \dots \int_x \psi_0^*(x) K^*(x_0 \rightarrow x_1) \dots K^*(x_{n-1} \rightarrow x_n) dx_1 \dots dx_{n-1}.$$

Вследствие свойства сопряженных операторов $\|K^*\| = \|K\| < 1$ ряд Неймана сходится, а значит, справедливо приближение

$$\psi^*(x) \approx \psi_0^*(x) = \int_{x_d} K^*(x' \rightarrow x) h(x') dx'.$$

Произведем еще одно упрощение, характеризуя детектор только одной геометрической точкой x_d . Тогда справедливо равенство

$$\int_{x_d} K^*(x' \rightarrow x) h(x') dx' = K^*(x_d \rightarrow x) h(x_d). \quad (1)$$

При использовании локальной оценки два последних допущения не приносят каких-либо неточностей, а для случаев применения других видов оценок точность этого приближения зависит от степени протяженности геометрической области детектора. Очевидно, что для сильно протяженных областей точность этого приближения будет крайне низка, но это обстоятельство не противоречит "идеологии" модификации неаналогового моделирования азимуталь-

ного угла рассеяния частиц при построении цепи Маркова.

Запишем выражение для “идеальной” моделируемой плотности распределения

$$\Psi_{\Omega}^*(x, \varphi) \approx \int_{\tilde{x}} \frac{K^*(x_d \rightarrow x')K^*(x' \rightarrow x)}{g^*(\mathbf{r}'; \Omega', E' \rightarrow \Omega, E)} h(x_d) \delta\left(\Omega(\varphi) - \frac{\mathbf{r} - \mathbf{r}'}{|\mathbf{r} - \mathbf{r}'|}\right) dx'.$$

Преобразуем это выражение к виду

$$\Psi_{\Omega}^*(x, \varphi) \approx \int_{\tilde{x}} \frac{\Sigma_s(\mathbf{r}_d, E_d) \Sigma_s(\mathbf{r}', E') \Sigma_t(\mathbf{r}, E) e^{-\tau(\mathbf{r}_d, \mathbf{r}', E') - \tau(\mathbf{r}', \mathbf{r}, E)}}{\Sigma_t(\mathbf{r}_d, E_d) |\mathbf{r} - \mathbf{r}'|^2 |\mathbf{r}' - \mathbf{r}_d|^2} g^*(\mathbf{r}'; \Omega', E' \rightarrow \Omega, E) \times \\ \times h(x_d) \delta\left(\Omega - \frac{\mathbf{r}' - \mathbf{r}_d}{|\mathbf{r}' - \mathbf{r}_d|}\right) \delta\left(\Omega(\varphi) - \frac{\mathbf{r} - \mathbf{r}'}{|\mathbf{r} - \mathbf{r}'|}\right) dx'.$$

Для определения функции, приближающей “идеальную” плотность $\tilde{f}(x, \varphi)$, требуется иметь не истинные значения функции ценности $\Psi_{\Omega}^*(x, \varphi)$, а соотношения между значениями этой функции для разных направлений. Заметим также, что при больших значениях угла между направлением $\Omega(\varphi)$ движения частицы и направлением из точки рассеяния частицы на точку детектора транспортная часть подынтегрального выражения достаточно быстро стремится к нулю по мере движения по лучу от точки рассеяния.

Можно доказать, что отношение $\Psi_{\Omega}^*(x, \varphi_k) / \Psi_{\Omega}^*(x, \varphi_m)$ для углов φ_k и φ_m при $\Sigma_t \rightarrow \infty$ стремится к $g^*(\mathbf{r}'; \Omega'(\varphi_k), E' \rightarrow \Omega, E) / g^*(\mathbf{r}'; \Omega'(\varphi_m), E' \rightarrow \Omega, E)$, где штрихом обозначены фазовые координаты рассеянной частицы, расположенной в точке рассеяния. В представленной работе предлагается использовать это обстоятельство для приближения функции ценности по азимутальному углу рассеяния.

В качестве плотности распределения угла φ выбрана кусочно заданная плотность, экспоненциальная на интервале $[0, \pi/2]$ и равномерная на интервале $(\pi/2, \pi]$, причем значение $\varphi = 0$ соответствует ближайшему к детектору направлению движения частицы после рассеяния. Эта плотность распределения строится по двум опорным точкам, которые выбираются так, чтобы их отношение равнялось отношению значений индикатрис рассеяния в точку детектора на

азимутального угла рассеяния с учетом приближения (1):

соответствующие этим опорным точкам углы.

Описанная модификация показала хорошие результаты при апробации на тестовых задачах. Для оценки ее эффективности использовался универсальный способ оценки качества алгоритмов Монте-Карло – так называемый критерий $tD\xi$. Суть этого критерия состоит в сравнении алгоритмов по величине, равной произведению затраченного на расчёт времени t и получившейся при этом дисперсии оценки $D\xi$. Чем меньше величина $tD\xi$, тем качественнее алгоритм. При апробации выигрыш, в смысле критерия $tD\xi$, зачастую достигал 4 раз. Тем самым модификация неаналогового моделирования азимутального угла рассеяния подтвердила свою эффективность.

Как отмечалось выше, для применения модификации необходимо выбрать некоторую характеризующую детектор точку x_d , в направлении которой при рассеянии будут “смещаться” моделируемые траектории частиц. Применительно к данной задаче таковыми служат собственно геометрические точки, в которых располагаются локальные детекторы.

Значения, полученные при толщине стенок в 40 см, говорят о том, что эффект “сглаживания” присутствует, но только для боковых детекторов (рис. 8). В этом случае независимо от форм описания КНИ результаты близки друг к другу. Однако, значения нижнего и верхнего детекторов все еще остаются разными.

Заключение

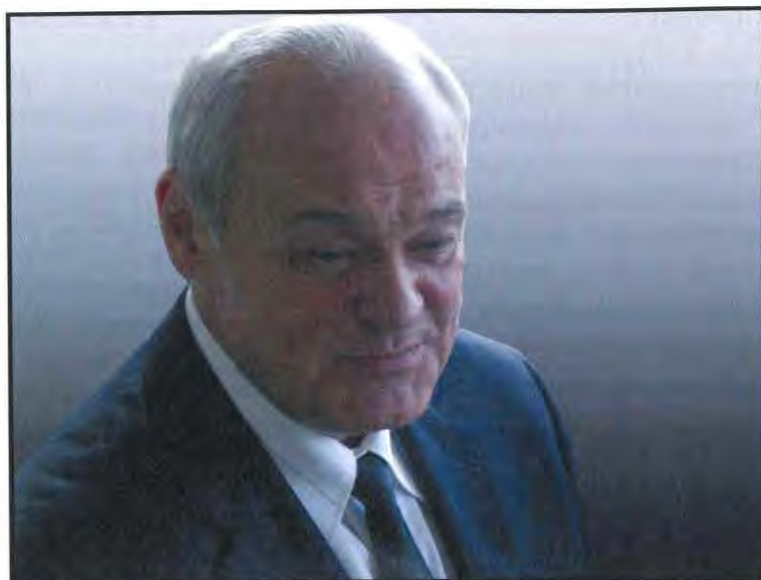
Проведенное исследование подтвердило существенное влияние неизвестного геометрического размещения объектов моделируемой системы на неопределенность результата. Сложная геометрия вынуждает прибегать к упрощению модели, что также приводит к внесению неопределенности в результат. Моделирование геометрического размещения можно проводить непосредственно в рамках метода Монте-Карло. Упрощение геометрической модели слабо сказывается на точности результата при большой толщине стенок.

Список литературы

1. *Андросенко П.А., Колганов К.М.* Прямой учет неопределенности исходных данных в расчетах методом Монте-Карло // Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2008, № 3, с. 108.
2. *Андросенко П.А., Белоусов В.И., Коньков А.В., Царина А.Г.* Современный статус комплекса программ BRAND // ВАЯТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 74–84.

*Контактная информация –
Колганов Константин Михайлович, ст. преп.,
тел.: 8(905)643-87-42, e-mail: smilodonam@
yandex.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4,
с. 102–111.



ПАМЯТИ ПЕТРА АЛЕКСАНДРОВИЧА АНДРОСЕНКО
(20.06.1952 – 12.05.2011)

Скоропостижно скончался талантливый учёный и педагог Пётр Александрович Андросенко, один из ведущих специалистов в области решения задач математической физики методом Монте-Карло.

В 1975 г. Пётр Александрович, окончив Обнинский филиал МИФИ, поступил на работу в математический отдел ФЭИ. Там он прошел путь от старшего лаборанта до начальника лаборатории, защитил диссертации на соискание учёной степени кандидата, а затем и доктора физико-математических наук. По его инициативе и под его руководством был создан комплекс программ BRAND, предназначенный для решения задач переноса нейтронов, фотонов и заряженных частиц методом Монте-Карло в условиях нерегулярной трехмерной геометрии. Непосредственно Петром Александровичем и под его научным руководством разработаны и обоснованы алгоритмы и программы, позволяющие детально учитывать все процессы взаимодействия нейтронов, фотонов и заряженных частиц с веществом на базе оцененных ядерных данных. Много трудов было посвящено проблеме существенного повышения вычислительной эффективности расчётов методом Монте-Карло за счёт как весовых модификаций метода, так и оригинальных способов понижения дисперсии оценок функционалов.

Огромная эрудированность Петра Александровича позволяла ему с блеском решать многие сложные задачи математической физики. Только за последние годы им опубликованы результаты решения таких проблем, как учёт неопределенности в вычислительной дозиметрии, моделирование показаний детекторов на экспериментальном стенде по определению глубины выгорания ядерного топлива, оптимизация конструкции контейнеров для перевозки радиоактивных отходов, расчёт ядерной безопасности контейнеров для транспортировки отработавшего ядерного топлива, моделирование показаний сцинтилляционных и полупроводниковых детекторов и расчёт их функций отклика, расчёт характеристик γ -излучения, проходящего через лабиринты в радиационной защите, расчёт дозовых полей с учётом влияния тонких выносных конструкций при использовании конусной радиационной защиты, расчёт характеристик мишенных узлов ускорителей частиц.

Пётр Александрович внес существенный вклад в решение таких задач радиационной медицины, как моделирование дозового распределения γ -излучения при брахитерапии, расчёт дозовых нагрузок при внешнем облучении и при внутрисполостной радиационной терапии, построение математической модели кровеносной системы для получения поля точечных источников фотонов при использовании в качестве носителей лечебных радионуклидов белковых

микросфер, моделирование дозового распределения β -излучения при эндоваскулярной радиохирургии.

Пётр Александрович – автор и соавтор 320 научных работ.

В 1995 г. Пётр Александрович основал кафедру информационно-компьютерных дисциплин в Обнинском институте атомной энергетики, создав профессиональный и сплоченный коллектив. Под его руководством выполнены и успешно защищены более 20 дипломных проектов и 6 кандидатских диссертаций. За многолетнюю плодотворную работу по развитию и совершенствованию учебного процесса, активную деятельность в области научных исследований, значительный вклад в дело подготовки высококвалифицированных специалистов он награжден нагрудным знаком “Почетный работник высшего профессионального образования РФ”.

Огромный кругозор, готовность помочь советом и принять участие в решении широкого спектра научных проблем снискали Петру Александровичу уважение и любовь всех работавших с ним.

Горько сознавать, что с нами больше не будет этого веселого, дружелюбного, красивого человека, его прищур, его улыбки, его бархатного голоса.

Коллеги и друзья Петра Александровича глубоко скорбят о его кончине и выражают надежду, что дело, которому он посвятил свою жизнь, будет достойно продолжено его многочисленными учениками.

Коллеги

СОДЕРЖАНИЕ

<i>Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С.</i> Статус MCU-5.....	4
<i>Юдкевич М.С.</i> Пакет прикладных программ BURNUP для расчёта изотопного состава материалов работающего реактора.....	24
<i>Гомин Е.А., Гуревич М.И., Калугин М.А., Лазаренко А.П., Пряничников А.В., Сидоренко В.Д., Дружинин В.Е., Жирнов А.П., Рождественский И.М.</i> Статус пакета ПЕРСТ-5.....	29
<i>Гуревич М.И., Пряничников А.В.</i> Алгоритмы геометрического модуля NCG.....	42
<i>Калугин М.А., Олейник Д.С., Сухино-Хоменко Е.А.</i> Алгоритмы оценки корреляционных функций случайных процессов при расчёте ядерных реакторов методом Монте-Карло с использованием многопроцессорных ЭВМ.....	52
<i>Скорыходов Д.Н., Тихомиров Г.В.</i> Проблема оценки точности расчёта локальных функционалов методом Монте-Карло.....	60
<i>Зацепин О.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г.</i> Расчёты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000	64
<i>Алимов Ю.В., Давыдов В.К., Жирнов А.П., Решетин Л.В., Рождественский И.М., Гомин Е.А., Житарев В.Е., Качанов В.М.</i> Расчётное моделирование критических экспериментов на стенде РБМК с модернизированной графитовой кладкой.....	74
<i>Давыдов В.К., Калугина К.М., Гомин Е.А.</i> Расчётный анализ экспериментов в реакторе на быстрых нейтронах.....	80
<i>Алексеев А.В., Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Пименов В.В.</i> Использование программы MCU-RR для решения задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов.....	87
<i>Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В.</i> Расчётные исследования эффективности нейтронной защиты корпуса и внутриреакторного хранилища реактора МБИР.....	97
<i>Андросенко П.А., Колганов К.М., Могулян В.Г.</i> Модификация метода Монте-Карло для расчёта влияния неизвестного размещения твердых радиоактивных отходов на неопределенность дозовых полей при различных весогабаритных характеристиках контейнера.....	102

CONTENTS

<i>Alekseev N.I., Bol'shagin S.N., Gomin E.A., Gorodkov S.S., Gurevich M.I., Kalugin M.A., Kulakov A.S., Marin S.V., Novosel'tsev A.P., Oleynik D.S., Pryanichnikov A.V., Sukhino-Khomenko E.A., Shkarovskiy D.A., Yudkevich M.S.</i> The Status of the MCU-5.....	4
<i>Yudkevich M.S.</i> Package of Applied Programs for Calculating the Isotopic Composition of the Materials of Operating Reactor.....	24
<i>Gomin E.A., Gurevich M.I., Kalugin M.A., Lazarenko A.P., Pryanichnikov A.V., Sidorenko V.D., Druzhinin V.E., Zhirnov A.P., Rozhdestvenskiy I.M.</i> Status of PERST-5.....	29
<i>Gurevich M.I., Pryanichnikov A.V.</i> Algorithm Description of NCG Geometrical Module.....	42
<i>Kalugin M.A., Oleynik D.S., Sukhino-Khomenko E.A.</i> The Estimation Techniques of the Time Series Correlation Functions in the Nuclear Reactors Calculations by Monte Carlo Method Using Multiprocessor Computers.....	52
<i>Skorokhodov D.N., Tikhomirov G.V.</i> The Problem of Variance Estimating in Monte Carlo Tallies Calculations.....	60
<i>Zatsepin O.V., Kandiev Ya.Z., Kashaeva E.A., Malyshekin G.N., Modestov D.G.</i> Calculations for the VVER-1000 Core by the Monte Carlo Method Implemented in the PRIZMA Code.....	64
<i>Alimov Yu.V., Davydov V.K., Zhirnov A.P., Reshetin L.V., Rozhdestvenskiy I.M., Gomin E.A., Zhitarov V.E., Kachanov V.M.</i> Calculated Modeling of Critical Experiments on RBMK Mock-up with Modified Graphite Blocks.....	74
<i>Davydov V.K., Kalugina K.M., Gomin E.A.</i> Calculated Analysis of the Fast Reactor Experiments.....	80
<i>Alekseev A.V., Vaneev Yu.E., Marikhin N.Yu., Pimenov V.V.</i> Application of MCU-RR Code for Solution of Tasks of Research Reactors Operation Support.....	87
<i>Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Naboyshchikov Yu.V.</i> Calculations of the Efficiency of the MBIR Vessel and In-Vessel Storage Vault Neutron Shielding.....	97
<i>Androsenko P.A., Kolganov K.M., Mogulyan V.G.</i> Monte Carlo Method Version for the Estimation of an Influence of Unknown Radioactive Waste Layout on the Dose Fields Uncertainty with Various Overall Container Dimensions.....	102

Правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом "Оригиналы авторские и текстовые издательские" (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 **шрифтом № 12 через 2 интервала**. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация (не более 10 строк); ключевые слова – все вышперечисленное на русском и английском языках; текст; список литературы; таблицы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно в виде электронной версии **обычным шрифтом № 12 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный**, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. **Кавычки** в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры ("..").

3. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. 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.

Необходимо обращать внимание на **написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (α, β, γ, φ и т.д.) набираются прямо, а латинские (x, y, z, w и т.д.) – курсивом**. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. **Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо**. Формулы, включенные в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например b/d , $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются, **каждая таблица должна иметь заголовок**. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. **Каждая таблица печатается на отдельном листе, а в электронном виде представляется в отдельном файле**.

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. **Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении**. Формулы выполняются в редакторах Equation 3.0 или MathType при невозможности набора на клавиатуре ($x_n^2, y_m^n, \sqrt{x}, \int_0^1 x, \frac{1}{y}$ и т.д.).

Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры ($x_3, \text{км}^2$ и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. 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 обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. **Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 11**. Внизу каждого рисунка должны быть

приведены его номер и **подписуочная нодпись шрифтом № 11**. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается.

В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах, выполненные в графических редакторах *Paint, PhotoShop, CorelDraw* в черно-белом цвете (фотографии в растровом формате *tif, dpi-300*). Рисунки в Word не вставлять кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в Word.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. **Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу**. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом “Библиографическая ссылка” (ГОСТ Р 7.0.5–2008), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов, название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – **полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику)**, позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста указывается контактная информация об авторах статьи: фамилия, имя и отчество (полностью), должность, телефон, e-mail и по желанию автора – домашний почтовый адрес.

Новая информация

для читателей научно-технического сборника

“Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов”!

Редколлегия сборника “ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов” информирует авторов и читателей, что начиная с 2011 г. в Сер. Физика ядерных реакторов издаются выпуски “Физика и методы расчёта ядерных реакторов” (3 выпуска в год) и “Импульсные реакторы и простые критические сборки” (1 выпуск в год). Подписка на “ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов” с 2012 г. будет осуществляться только по каталогу “Газеты. Журналы” ОАО Агентство “Роспечать” (подписной индекс 32067).

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 4

Ответственный за выпуск **С.М. Зарицкий**
(тел./факс: (499)196-71-98, e-mail: zaritsky@adis.vver.kiae.ru)

Редактор **В.В. Пчелин**
(тел./факс: (499)196-99-44, e-mail: pchelin@adis.vver.kiae.ru)

Подписано в печать 24.10.11. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 7,25. Уч.-изд. л. 14,5. Тираж 250. Индекс 3646. 12 статей. Заказ 85

Отпечатано в НИЦ “Курчатовский институт”
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, 1—116.