

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Ядерные константы

ВЫПУСК

1

1990

Сборник подготовлен Физико-энергетическим институтом
и Комиссией по ядерным данным

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

Главный редактор О. Д. КАЗАЧКОВСКИЙ

НЕЙТРОННЫЕ КОНСТАНТЫ И ПАРАМЕТРЫ

Зам. главного редактора Б. Д. КУЗЬМИНОВ

С. С. Коваленко, В. Е. Колесов, В. Н. Манохин, Г. В. Мурадян, Ю. П. Попов,
Г. Н. Смиренкин, В. А. Толстикова, Г. Я. Труханов, Г. Б. Яньков, В. П. Ярына

КОНСТАНТЫ И ПАРАМЕТРЫ СТРУКТУРЫ ЯДРА И ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

Зам. главного редактора Ф. Е. ЧУКРЕЕВ

В. В. Варламов, Б. Я. Гужовский, П. П. Дмитриев, В. В. Ежела, Б. В. Журавлев,
Р. Б. Иванов, Б. С. Ишханов, В. М. Кулаков, В. Е. Сторижко, Н. П. Чижова

ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ ДАННЫЕ

Зам. главного редактора М. Н. НИКОЛАЕВ

А. П. Васильев, А. А. Дубинин, В. А. Дулин, С. М. Зарицкий, А. В. Звонарев,
В. Д. Казарицкий, А. Н. Камышан, А. А. Лукьянов, В. Д. Марковский,
Б. Г. Рязанов, Л. А. Трыков, В. В. Хромов, А. М. Цибуля, М. С. Юдкевич

Ответственный секретарь В. В. ВОЗЯКОВ

© Центральный научно-исследовательский институт
информации и технико-экономических исследований
по атомной науке и технике (ЦНИИатоминформ), 1990

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ СССР
ЦЕНТРАЛЬНЫЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ ИНФОРМАЦИИ
И ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия: ЯДЕРНЫЕ КОНСТАНТЫ

Научно-технический сборник

Выпуск 1

НЕЙТРОННЫЕ КОНСТАНТЫ И ПАРАМЕТРЫ

ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ ДАННЫЕ

Москва

Издается с 1971 г.

1990 г.

СОДЕРЖАНИЕ

НЕЙТРОННЫЕ КОНСТАНТЫ И ПАРАМЕТРЫ

Трофимов В. Н.

Изотопическая и изотопическая зависимости сечений радиационного захвата нейтронов ядер от параметра нейтронного избытка.....5

Корнилов Н. В., Балицкий А. В., Барыба В. Я., Дружинин В. И.,

Кагаленко А. Б., Харитонов А. К.

Исследование сечений реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ в подбарьерной области.....11

Фомушкин Э. Ф.

Представление плотности распределения полного нейтронного сечения с помощью ряда Грама-Шарлье.....22

ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ ДАННЫЕ

Баранов О. В., Коробейников В. В., Литяев В. М., Цибуля А. М., Ханзен В., Фогель В. Расчетно-экспериментальные исследования прохождения нейтронов спектра деления через сферические образцы из <i>Cg</i> и <i>Ni</i>	28
От редакции.....	39

Доклады на пленарном заседании и секции 3.

ЯДЕРНЫЕ КОНСТАНТЫ И СТАНДАРТЫ

Николаев М. Н., Савоськин М. М., Цибуля А. М., Кривцов А. С., Синица В. В., Мантуров Г. Н. СОКРАТОР: система обеспечения константами расчетов атомных реакторов и радиационной защиты.....	42
Кривцов А. С., Синица В. В., Савоськин М. М. Программное обеспечение задач переработки оцененных нейтронных данных в групповые константы в системе СОКРАТОР.....	51
Дубинин А. А., Кривцов А. С., Савоськин М. М., Барыба М. А., Забродская С. В. Переработка оцененных ядерных данных в групповые константы для расчета фотонных полей.....	57
Горбатков Д. В., Крючков В. П., Семенова Г. И. Разработка системы константного обеспечения расчета переноса нейтронов и протонов с энергией до 600 МэВ в веществе.....	63
Аккерман А. Ф., Волощенко А. М., Гибрехтерман А. Л., Глумов В. П., Хлупин С. И., Чабдарова Н. Н., Чернов Г. Я., Тубисов М. А., Юдашев М. М. Характеристики разрабатываемой библиотеки констант взаимодействия заряженных частиц с веществом в области энергий (10^2 - 10^8) эВ.....	68
Кирдин А. И. Динамический архив констант для моделирования переноса фотонов в гетерогенных средах.....	76

Волощенко А.М., Рац Э.Х., Луховицкая Э.С., Олейник-Овод Г.М., Фейгельсон Н.Б. ОКС-5.0 - пакет программ константного обеспечения.....	80
Болятко В.В., Машкович В.П., Неретин В.А., Савицкий В.И., Строганов А.А. Проблемно-ориентированная библиотека констант для расчетов защиты реакторов на быстрых нейтронах.....	83
Жарков В.П., Калугина Е.А., Карташев И.А., Нетеча М.Е., Яшникова С.Е. Библиотеки групповых констант для расчета защиты легководных реакторов.....	90
Борисов Ю.Н., Васюкно В.П., Никитин А.А., Новожилов В.В., Хандамиров Ю.Э. Программа расчета микроконстант (n, γ)-переходов для подготовки источников γ -излучения остановленного реактора в программах DOT-III и ANISN.....	96
Болятко В.В., Неретин В.А., Савицкий В.И., Строганов А.А. Использование проблемно-ориентированной библиотеки констант при решении практических задач проектирования защиты быстрых реакторов.....	100
Довбенко А.А., Кудрявцева А.В., Строганов А.А. Ядерные данные для расчетов полей фотонного излучения продуктов активации в задачах снятия с эксплуатации АЭС на тепловых нейтронах...	106

Доклады секции 4.

ПОГРЕШНОСТИ РАСЧЕТОВ ЗАЩИТЫ, ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА К ИЗМЕНЕНИЮ ВХОДНЫХ ПАРАМЕТРОВ

Балашов Ю.И., Белов К.Ю., Берзонис М.А., Болятко В.В., Кячин А.В. Анализ чувствительности функционалов поля нейтронов и вторичного гамма-излучения для тестовых расчетных моделей.....	112
Лагутина И.С., Машкович В.П., Строганов А.А. Чувствительность характеристик скайшайн к основным параметрам источника и детектора.....	120

Балашов Ю.И., Берзонис М.А., Болятко В.В., Кличья А.В. Формирование функционалов поля нейтронов и фотонов в расчетных моделях защиты быстрого реактора.....	126
Довбенко А.А., Неретин В.А., Строганов А.А. Расчет полной и парциальных константных составляющих погрешности функционалов поля излучения с использованием модифицированной программы SWANLAKE и систем констант VITAMIN-C ENDF/B-IV.....	132
Балашов Ю.И., Болятко В.В. Влияние процессов в активной зоне на формирование функционалов поля излучения в защите реакторов на быстрых нейтронах.....	139
Балашов Ю.И., Болятко В.В., Машкович В.П., Алексеев М.А. Статистическая поправка и вероятностный закон распределения функционалов поля излучения в защите.....	146
Бычков Я.А. О точности учета рассеянного излучения при реализации метода лучевого анализа и фактора накопления.....	151
Трыков Л.А., Семенов В.П., Колеватов Ю.И., Николаев А.Н. Реперные макроскопические эксперименты. Проблемы и перспективы развития.....	166
Воронков А.В., Исаев В.А., Журавлев В.И., Кондурушкин Н.А., Манаксв С.Ф., Шаховский Н.А. Сравнение расчетов по различным константным библиотекам с данными реперных экспериментов по прохождению нейтронов и вторичных фотонов в защитных материалах.....	172

НЕЙТРОННЫЕ КОНСТАНТЫ И ПАРАМЕТРЫ

УДК 539.172.4

ИЗОТОНИЧЕСКАЯ И ИЗОТОПИЧЕСКАЯ ЗАВИСИМОСТИ СЕЧЕНИЙ
РАДИАЦИОННОГО ЗАХВАТА НЕЙТРОНОВ ЯДЕР
ОТ ПАРАМЕТРА НЕЙТРОННОГО ИЗБЫТКА

Ю. Н. Трофимов

Радиевый институт им. В. Г. Хлопина, г. Ленинград

ISOTONIC AND ISOTOPIC DEPENDENCE OF RADIATIVE NEUTRON CAPTURE CROSS SECTION OF NUCLEI ON NEUTRON EXCESS. On basis the exponential dependence of cross section on energy reaction the simple relations for the radiative neutron capture cross section of nuclei have been derived as function of neutron excess. Unknown cross sections of stable and radioactive nuclei may be evaluated by means of cooperative using of isotonic and isotopic dependence and available reference cross section measurements.

Существующие в настоящее время данные по сечениям радиационного захвата (РЗ) быстрых нейтронов ядрами средних и тяжелых масс отрывочны и в некоторых случаях противоречивы, например ^{236}U , [1]. Погрешность оценки сечений составляет 50%. Настоящая работа является продолжением начатой ранее [2] работы по выявлению систематик в сечениях РЗ нейтронов типа $\sigma_{ny}(A)$, где A - массовое число изотопа. Использование систематик в сечениях РЗ нейтронов позволяет:

- отбраковывать имеющиеся противоречивые или сомнительные данные;
- предсказывать сечения для ядер там, где измерение провести трудно, в том числе и для радиоактивных ядер.

В основу оценки сечений РЗ нейтронов ядер данной группы четности (рассматриваются три группы: четно-четные, четно-нечетные и нечетно-четные по N и Z ядра) могут быть положены изотопическая и изотоническая зависимости сечений, определяемые из соотношения:

$$\sigma_{\alpha} = k_1 \exp(-k_2 \alpha), \dots \dots \dots (1)$$

где σ - сечение РЗ нейтронов;

$\alpha = (N-Z)/A$ - параметр относительного избытка нейтронов;

$k_{1,2}$ - постоянные, имеющие разную величину для изотопической и изотонической зависимостей;

A, Z, N - числа протонов и нейтронов ядра.

Для обоснования этих зависимостей можно использовать выведенное [3] на основе испарительной аппроксимации статистической теории соотношение:

$$\sigma = k_1 \sigma_0 \exp[k_2 (Q - k_3 B)], \dots \dots \dots (2)$$

где σ, Q - сечение и энергия реакции;

σ_0 - геометрическое сечение ядра;

B - кулоновский барьер ядра;

k_{1-3} - постоянные.

Применяя соотношение (2) для реакций РЗ, получим

$$\sigma = k_3 \cdot \sigma_0 \exp(k_2 S_n), \dots \dots \dots 3, (3)$$

где S_n - энергия присоединения нейтрона ядром-мишенью. С учетом примерно линейной зависимости S_n от α для подавляющего числа стабильных и радиоактивных изотопов и для всех изотонов (рис. 1а) соотношение (3) примет вид зависимости (1).

Для ядер с магическим содержанием нейтронов ($N=50, 82, 126$), а также для ядер, где происходит перестройка формы ядра ($N=90$), изотопическое линейное убывание $S_n(\alpha)$ нарушается. В этих случаях изотопическая зависимость определяет лишь верхний предел сечения РЗ нейтронов. Для изотонов-магов линейное убывание $S_n(\alpha)$ соблюдается и, таким образом, изотоническая зависимость пригодна для оценки сечений РЗ нейтронов экзотических ядер (рис. 1б).

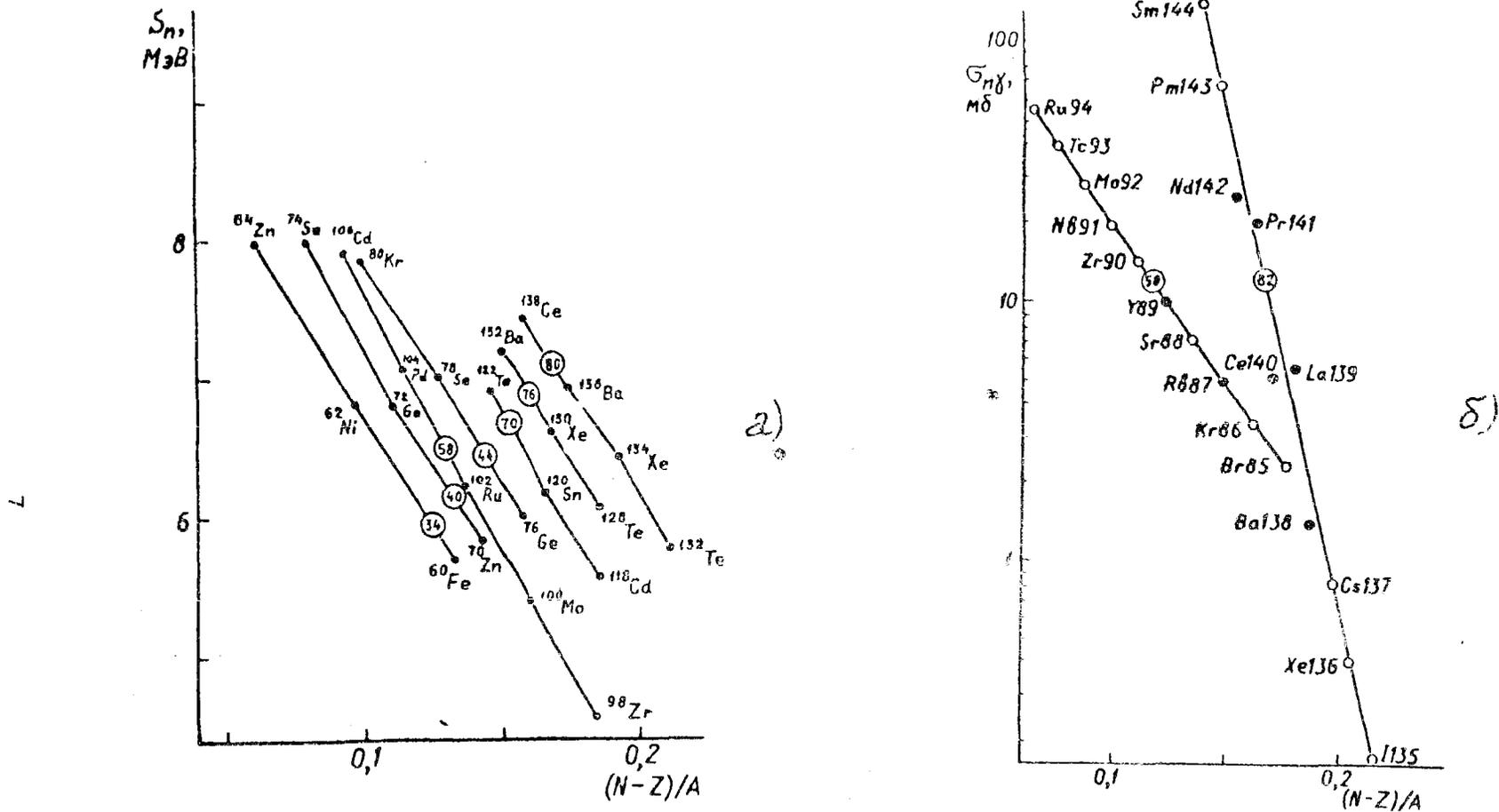


Рис. 1 Зависимость энергии присоединения нейтрона ядром-мишенью от параметра нейтронного избытка $\alpha=(N-Z)/A$. Четно-четные ядра. Точки, принадлежащие изотонам, объединены линией с указанием символа элемента, массового числа и числа нейтронов (в круге).
 а) Немагические ядра с $N=34, 40, 58, 44, 70, 80$.
 б) Магические ядра с $N=50, 82$

В качестве примера на рис.2 приведены результаты совместного использования изотопической и изотонической зависимостей для оценки сечений РЗ нейтронов энергий 0,5 МэВ четно-четных изотопов с $N=38, 40, 52-58, 72-78$. На рис.2 приведена совокупность экспериментальных и оцененных данных в виде изотопической (сплошная линия) и изотонической (пунктир) зависимостей от параметра нейтронного избытка (α). Положение прямой, определяющей изотопическую или изотоническую зависимость, можно определить по известным опорным сечениям для двух или более изотопов (изотонов), либо по сечению одного изотопа и углу наклона прямой, который можно установить по аналогии с наклоном прямых для соседних по Z ядер.

На рис.2 приведены данные опорных реакций [4] для изотопов ^{74}Se , ^{96}Zr , $^{98,100}\text{Mo}$, $^{100,102}\text{Ru}$, $^{122,124}\text{Sn}$, $^{128,130}\text{Te}$, ^{148}Nd , ^{150}Sm , ^{152}Gd , а также данные нашей оценки для $^{68,70}\text{Zn}$, $^{70,72}\text{Ge}$, $^{90,92}\text{Sr}$, $^{92,94,98}\text{Zr}$, $^{94,96}\text{Mo}$, $^{96,98}\text{Ru}$, $^{102,104}\text{Pd}$, $^{124,126}\text{Te}$, $^{126,128,130,132}\text{Xe}$, $^{130,132,134}\text{Ba}$, для которых в настоящее время информация отсутствует.

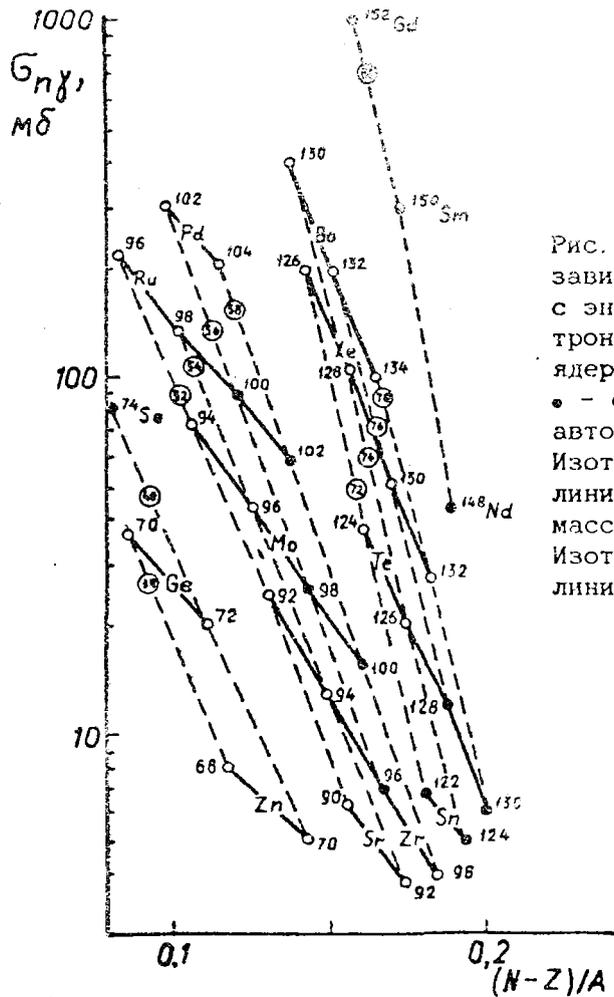
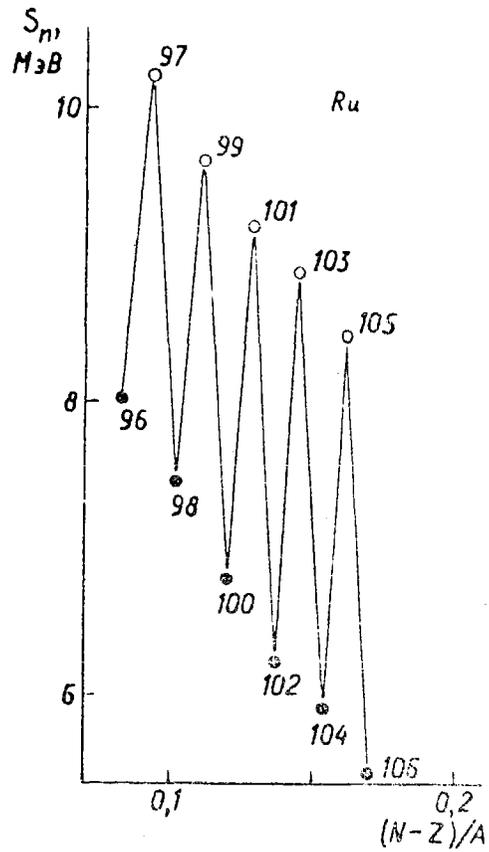
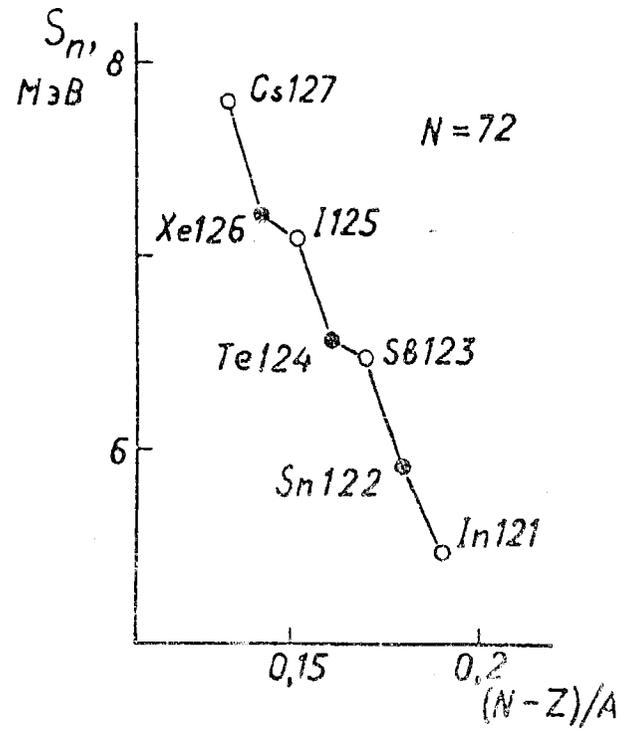


Рис.2. Изотопическая и изотоническая зависимости сечения РЗ нейтронов с энергией 0,5 МэВ от параметра нейтронного избытка $(N-Z)/A$ четно-четных ядер:

• - опорные данные [4]; ○ - оценка автора настоящей работы.
 Изотопическая зависимость - сплошная линия с указанием символа элемента и массовых чисел изотопов.
 Изотоническая зависимость - пунктирная линия с указанием числа нейтронов (в круге)



а)



б)

Рис. 3 Зависимость энергии присоединения нейтрона от параметра нейтронного избытка:

- а) Изотопы рутения. Число нейтронов: светлые кружки - нечетное, зачерненные кружки - четное.
- б) Изотопы ядер с числом нейтронов, равным 72. Светлые кружки - нечетное и зачерненные кружки - четное число протонов

Несмотря на внешнее сходство, между изотопической и изотонической зависимостями имеются важные различия. Изотопическая зависимость дает информацию о сечениях изотопов одного и того же элемента. Изотоническая зависимость напротив складывается из данных для изотопов разных элементов. Поэтому появляется возможность выработки оценок сечений для изотопов неисследованных элементов. Изотоническая зависимость из-за более крутой характеристики имеет большую чувствительность к изменению параметра нейтронного избытка. Кроме того, как видно из рис.3а,б, вариации энергии присоединения нейтрона за счет четности числа нейтронов ядра для изотопической зависимости составляют 2 МэВ, а за счет четности числа протонов ядра для изотонической зависимости на порядок меньше (0,1-0,3 МэВ). Для магических ядер (соседних по Z) с $N=50,82$ энергия присоединения нейтрона практически не зависит от четности числа протонов. Это расширяет возможности для оценки сечений, а также позволяет использовать в качестве опорных большее количество ядер.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Буцаев Н.В., Давлатшин А.Н., Тилуников А.О. и др. //Атомная энергия. 1988. Вып.5. С.348.
2. Трофимов Ю.Н. //Всесоюзная конференция "Проблемы производства и применения изотопов и источников ядерного излучения в народном хозяйстве СССР", г. Ленинград, 28-30 ноября 1988/М.:Цнииатоминформ, 1988. С.27.
3. Трофимов Ю.Н. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1979. Вып.2. С.47.
4. Беланова Т.С., Игнатюк А.В., Пашенко А.Б., Пляскин В.И. Радиационный захват нейтронов. М.: Энергоатомиздат, 1986.

Статья поступила в редакцию 17.08.89 г.

ИССЛЕДОВАНИЕ СЕЧЕНИЯ РЕАКЦИИ $^{10}\text{B}(n, t)$
В ПОДБАРЬЕРНОЙ ОБЛАСТИ

Н. В. Корнилов, А. В. Балицкий, В. Я. Барыба, В. И. Дружинин,

А. Б. Кагаленко, А. К. Харитонов

Физико-энергетический институт, г. Обнинск

INVESTIGATION OF THE $^{10}\text{B}(n, t)$ CROSS-SECTION IN THE SUBTHRESHOLD REGION. The $^{10}\text{B}(n, t)$ cross-section has been measured at the 0.025 eV, 420 keV and 5 MeV incident neutron energy. Experimental technique used and MC simulations described in details. It was confirmed, that the cross-section in the subthreshold region is non-zero. The recommended value of the $^{10}\text{B}(n, t)$ cross-section at the thermal point is (8.5 ± 2.0) mb.

ВВЕДЕНИЕ

Важность исследования процесса $^{10}\text{B}(n, t)$ обусловлена его влиянием на радиационную обстановку на АЭС. По данным работ [1,2] реакция $^{10}\text{B}(n, t)$ является основным или одним из основных источников трития при работе реактора.

В нашей работе [3] выполнена оценка сечения реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ в интервале энергий 1,5-20 МэВ. Имеющиеся экспериментальные данные позволяют сделать вывод, что это сечение известно с точностью $\approx 15\%$ в интервале 2,5-10 МэВ и $\approx 20\%$ - в интервале 10-20 МэВ. Вопрос о проведении сечения реакции ниже 2,5 МэВ к моменту постановки работы оставался открытым. Необходимость измерения сечения реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ в этой области энергий, включая тепловую точку, стимулировала настоящие исследования.

ОБЛУЧЕНИЕ ОБРАЗЦОВ

Сечение реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ измерялось активационным методом. При каждой энергии образцы облучались парами "фон" и "эффект+фон" для учета вклада рассеянных в зале нейтронов в полное количество наработанного трития и для контроля, не проникает ли тритий (возможно присутствующий в экспериментальном зале) внутрь образцов. Длительность каждого облучения составляла 60-100 ч.

а) $E_n = 0,025$ эВ.

Облучение при $E_n = 0,025$ эВ было выполнено на тепловой колонне реактора БР-10. Облучаемый "сэндвич" (образец с укрепленными на нем мониторинжными фольгами) размещался в центре канала Т-4, фоновый - несколько в стороне, за защитой. Мониторная реакция для определения потока нейтронов - $^{197}\text{Au}(n, \gamma)$. При тепловой мощности реактора ≈ 6 МВт плотность потока тепловых нейтронов в капале Т-4 составляла $2,2 \cdot 10^8$ н/сек·см².

б) $E_n = 420$ кэВ.

Источник моноэнергетических нейтронов - реакция $T(p, n)$ на ускорителе ИГ-2,5. "Сэндвич" был укреплен на корпусе ионизационной камеры деления, которая использовалась для контроля за изменением потока нейтронов во времени. Расстояние - мишень-образец 2,5 см. Мониторная реакция - $^{235}\text{U}(n, f)$. При среднем токе ≈ 30 мкА поток на образце составлял $4,4 \cdot 10^7$ н/сек·см².

в) $E_n = 5$ МэВ.

Источник нейтронов - реакция $D(\alpha, n)$. Геометрия облучения - такая же, как и при $E_n = 420$ кэВ. Мониторная реакция - $^{58}\text{Ni}(n, p)$. Вводилась поправка, учитывающая возможность образования ^{58}Co , как в основном, так и в изомерном состояниях. При среднем токе ≈ 30 мкА поток на образце составлял $2,6 \cdot 10^7$ н/сек·см². Измерение при этой энергии было выполнено для проверки методики эксперимента.

Для случаев б) и в) относительные величины потока нейтронов и их энергетическое распределение на образце и каждой из мониторинжных фольг были рассчитаны методом МК для реальной геометрии облучения с учетом кинематики реакции в мишени (см. подробнее [4]).

РЕГИСТРАЦИЯ ТРИТИЯ

В работах, выполненных к настоящему времени, для определения сечения реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ регистрировались:

а) либо сами акты распада $^{10}\text{B}(n, t)$ ("тройные звезды" в борированной фотоэмульсии [5]; соответствующий пик в амплитудном распределении событий в борсодержащем пропорциональном счетчике [6,7]);

б) либо продукты реакции - тритий или образующийся после его β -распада ^3He , которые экстрагировали из облученного образца для их последующего счета [8-13].

Подробный анализ экспериментальных работ, выполненных до 1987 г., приведен в [3]. Здесь отметим только, что регистрация актов распада $^{10}\text{B}(n, t)$ предполагает использование образцов с малыми количествами бора (счетчики, эмульсии) и, следовательно, требует больших интегральных потоков нейтронов. При регистрации продуктов реакции (T либо ^3He) возможно увеличить массу образца до нескольких грамм и, соответственно, обойтись меньшими интегральными потоками, однако процесс экстракции и перекачки сопряжен со значительными методическими трудностями.

Нами была разработана методика, позволяющая использовать образцы, содержащие относительно большое количество бора (0,05-0,1 г), и в то же время избежать процедуры экстракции и перекачки продуктов реакции. Образец представляет собой герметизированную кварцевую капсулу с борсодержащим сцинтиллятором. Образцы облучались в потоке моноэнергетических нейтронов. Количество трития, нарабатанного в образцах за время облучения, определялось непосредственно путем регистрации сцинтилляционных вспышек в объеме образца, вызванных распадными β -частицами трития.

Для изготовления образцов использовалась смесь сцинтиллятора ЖС-1 с 32% метилбората (триметилового эфира борной кислоты). С учетом 92-процентного обогащения по ^{10}B , полученная смесь ЖС-1 с метилборатом содержит 3,022 весовых процента ^{10}B .

Увеличение содержания ^{10}B в образцах, т.е. добавление метилбората в сцинтиллятор, хотя и увеличивает число ядер ^{10}B в образце, но в то же время уменьшает амплитуду световой вспышки и снижает эффективность регистрации актов β -распада трития. Процентное содержание метилбората практически соответствует процентному уменьшению световых выходов. Выбранная концентрация метилбората обеспечивала значение световых выходов образцов, близкое к световых выходов стандартного тритийсодержащего источника СОРТВ.

Низкая граничная энергия спектра распадных β -частиц трития ($E_{\beta} = 18,61$ кэВ) приводит к тому, что величина сигнала от сцинтилляционных вспышек сравнима с уровнем собственных шумов ФЭУ. Для выделения сцинтилляционных вспышек на фоне шумов использовалась методика быстрых совпадений (см. рис. 1), отбирающая для последующего анализа только те события, которые попали в достаточно узкое временное окно ($\tau_{\text{сс}} = \pm 15$ нсек).

Типичные амплитудные спектры показаны на рис. 2. Там же приведены расчетные спектры, полученные путем МК моделирования системы "тритий+сцинтиллятор+ФЭУ+регистрирующая электроника".

Эти модельные расчеты были выполнены для того, чтобы:

а) подтвердить, что наблюдаемый амплитудный спектр вызван именно распадными β -частицами трития, и б) установить зависимость между эффективностью регистрации актов β -распада и световыхсдом образца.

При моделировании амплитудного спектра сцинтилляционных вспышек, вызванных распадными β -частицами трития, считалось что:

1) энергетическое распределение распадных β -частиц трития имеет фермиевскую форму [14];

2) интенсивность сцинтилляционной вспышки (среднее число фотоэлектронов μ) зависит от энергии распадной β -частицы E_β ;

3) число фотоэлектронов N , вызванных распадной β -частицей с энергией E_β , подчиняется распределению Пуассона со средним значением $\mu(E_\beta)$;

4) вероятность того, что в 1-й ФЭУ попало M фотоэлектронов, а во 2-й - $(N-M)$, подчиняется биномиальному распределению;

5) флуктуации числа вторичных электронов в ФЭУ подчиняются нормальному распределению;

6) "регистрировались" только те акты распада, "сигнал" от которых на выходе каждого из ФЭУ был выше, чем соответствующий "порог регистрации" (т.е. отбирались только совпавшие импульсы).

Расчет делался в предположении линейной ($\mu(E) = \text{const} \cdot E_\beta$) и нелинейной (см. [15, 19]) зависимости среднего числа фотоэлектронов от энергии β -частиц.

Для определения неизвестных параметров - абсолютного числа фотоэлектронов при данной энергии β - частиц (т.е. коэффициента "const" в линейной и соответствующего коэффициента в нелинейной зависимостях) и коэффициента усиления системы "ФЭУ + электронный тракт" - были выполнены расчеты формы пика в амплитудном спектре при облучении сцинтиллятора γ -квантами $^{241}\text{Am}(E_\gamma \cong 60 \text{ кэВ})$; оба искомого параметра - "const" и коэффициент усиления - однозначно определялись из сравнения расчетных и полученных экспериментально значений дисперсии и положения пика в амплитудном распределении, соответственно. Последний неизвестный параметр - "порог регистрации" - выбирался так, чтобы обеспечить регистрацию "одонэлектронных импульсов". Полученный таким образом набор параметров использовался в дальнейшем для расчетов амплитудных спектров, вызванных распадными β -частицами трития.

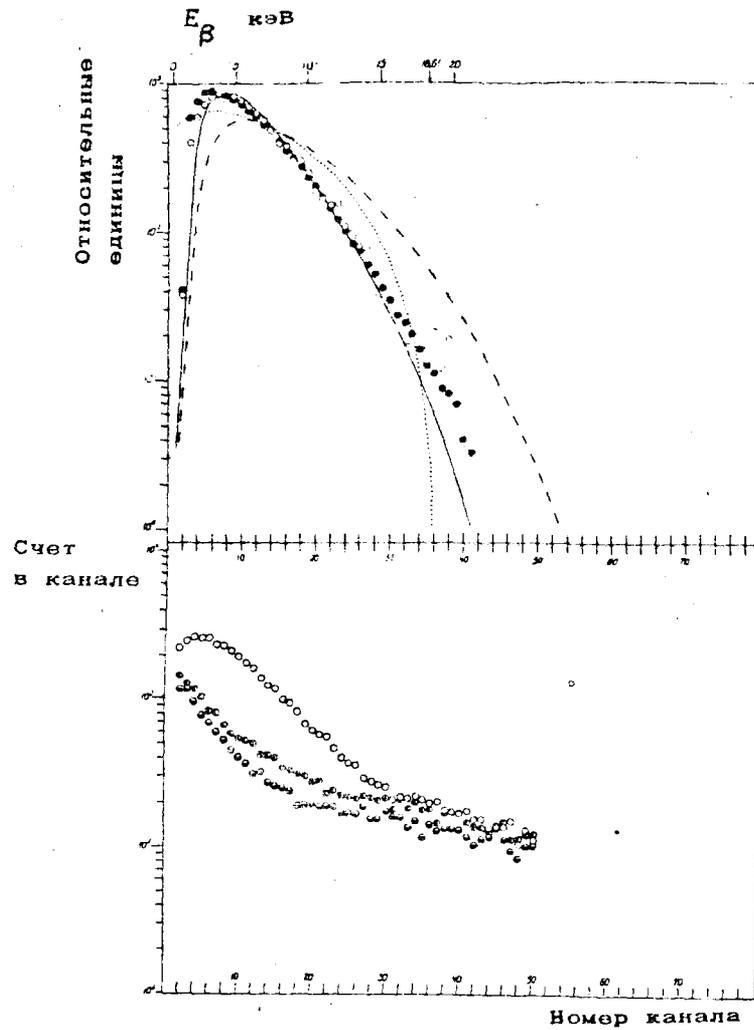


Рис. 2. Экспериментальные и расчетные амплитудные спектры:
 а) ● - спектр стандартного источника СОРТВ;
 ○ - спектр, измеренный с облученным образцом;
 ---- - расчет в предположении линейного световыхода;
 ——— - расчет в предположении нелинейного световыхода;
 для сравнения, в соответствующем масштабе показан - фермиевский энергетический спектр распадающих β-частиц трития.
 б) Амплитудные спектры, измеренные:
 ● - без сцинтиллирующего образца
 ○ - с необлученным сцинтиллирующим образцом
 ○ - с облученным сцинтиллирующим образцом.
 Время измерения - 10000 сек

Видно (см. рис.2), что спектр, рассчитанный в предположении линейной зависимости μ от E_{β} , резко отличается от полученного экспериментально, поэтому в дальнейших расчетах использовалась энергетическая зависимость $\mu(E_{\beta})$, измеренная в работах [15,16] и отнормированная по абсолюту описанным выше способом. Такая зависимость $\mu(E_{\beta})$ дала хорошее согласие расчета с экспериментом, что позволяет нам говорить об адекватности использованной модели реальной установки.

Для определения полного количества наработанного в образцах трития необходимо знание эффективности регистрации распадных β -частиц нашей установкой ϵ для значений световыхода - x , несколько отличающихся от световыхода использовавшегося стандартного тритийсодержащего источника СОРТВ с известной активностью (световыходы образцов отличаются друг от друга в пределах 10%, их отличие от световыхода СОРТВ составляет (10-15%).

Расчетная функция $\epsilon(x)$ хорошо согласуется с зависимостью $\tilde{\epsilon}(x)$, определенной экспериментально из измерений с различной степенью затемнения колбы источника СОРТВ:

$$\begin{aligned}\epsilon(x) &= \epsilon_0 \left[1 + (x-1) \cdot 0.83 \right], \\ \tilde{\epsilon}(x) &= \epsilon_0 \left[1 + (x-1) \cdot 0.77 \right],\end{aligned}$$

где $x = (\text{световыход образца}) / (\text{световыход СОРТВ})$,

$$\epsilon_0 = 0,4.$$

Для снижения интенсивности естественного γ -фона регистрирующая часть установки была окружена свинцовой защитой. Все это позволило снизить уровень собственных шумов детектирующей установки до уровня $\approx 1,5$ имп/сек в интервале 1-20 кэВ.

Фон установки складывался из следующих компонент:

- 1) фон случайных совпадений (0,1-0,3) 1/сек в интервале амплитуд от 0 до 4 канала;
- 2) фон реальных совпадений без сцинтиллирующего образца;
- 3) фон за счет взаимодействия γ -квантов со сцинтиллятором (см. рис.2).

Поэтому для каждого i -го образца многократно повторялись измерения: спектра β -частиц с облученным образцом N_c , спектра с необлученным образцом N_1 и спектра без образца N_0 . Эффект определялся после вычитания фона случайных совпадений из соотношения:

$$N_1^{\text{эф}} = N_1 - \frac{M_1}{M_c} (N_c - N_0),$$

где M_1 и M_c - массы сцинтиллятора i -го облученного и необлученного образцов соответственно.

Отношение эффект/фон менялось в зависимости от количества наработанного трития от $\approx 0,1$ в тепловой точке до ≈ 4 при $E_n = 5$ МэВ.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Результаты, полученные в настоящей работе, приведены в таблице. Во второй колонке показана активность трития в облученных образцах и статистическая погрешность ее измерения. В четвертой колонке - сечение реакции и его погрешность. При определении погрешности были учтены следующие составляющие:

- 1) точность определения активности;
- 2) точность определения потока нейтронов $\approx 5\%$ при $E_n = 5$ МэВ, $\approx 20\%$ при $E_n = 420$ кэВ и $0,025$ эВ;
- 3) точность определения эффективности регистрации трития $\approx 5\%$.

В последней строке таблицы показана активность образца, облученного на расстоянии ≈ 1 м от мишени. Согласно двух повторных облучений при энергии нейтронов ≈ 5 МэВ свидетельствует о хорошей воспроизводимости результатов. Однако измеренное сечение при $E_n = 5$ МэВ систематически ниже рекомендованного значения из работы [3]. Возможны несколько причин такого расхождения.

Так, спектр нейтронов из мишени может изменяться в процессе облучения за счет набивки дейтонов в подложку твердой дейтериевой мишени и, следовательно, появления дополнительных групп нейтронов с энергиями в диапазоне 3-5 МэВ. Кроме того, возможно заметное уменьшение выхода нейтронов основной группы. Эти факторы могут привести к тому, что средняя энергия нейтронов в процессе длительного облучения окажется заметно меньше 5 МэВ. Измерения, выполненные однокристалльным спектрометром, показали отсутствие нейтронов из "набивной" мишени (см. рис.3). Выход нейтронов с энергией 5 МэВ за ≈ 20 часов облучения уменьшился не более чем на 5-10%. Группа нейтронов с энергией $\approx 1,5$ МэВ, возникающая из реакции $^{12}\text{C}(n,p)$ (углерод, попавший на поверхность мишени в процессе изготовления и эксплуатации), не может дать сколько-нибудь заметного вклада в реакции $^{10}\text{B}(n,t)$ и $^{58}\text{Ni}(n,p)$, и потому для нас интереса не представляет.

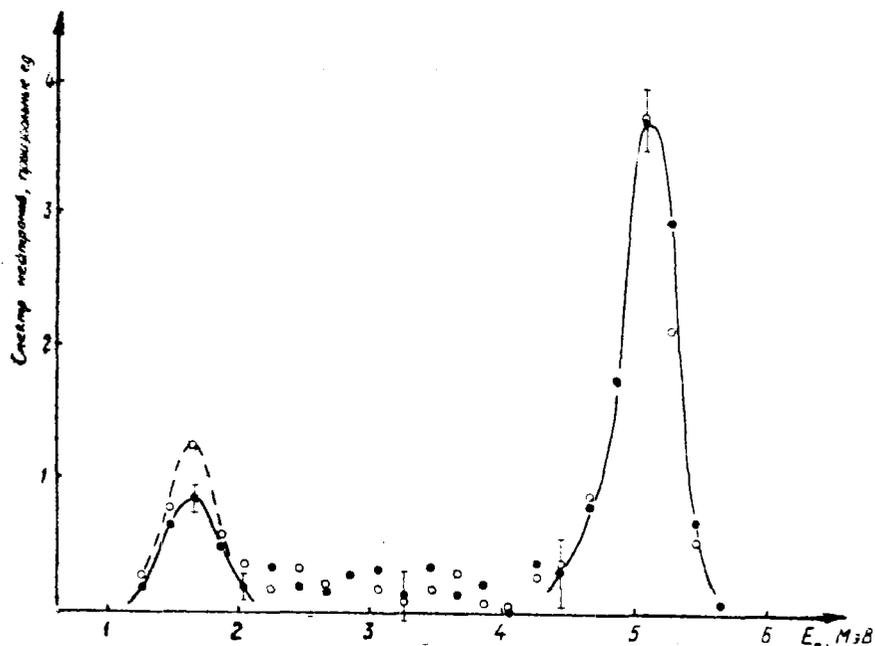


Рис. 3. Спектр нейтронов из твердой TiD мишени, облучаемой дейтонами с энергией 2 МэВ:

• - в начале облучения,

○ - после 20 ч облучения при среднем токе 30 мкА.

Твердая дейтериевая мишень: $1,5 \text{ мг/см}^2$ слой титана на медной подложке

Другой причиной может быть уход трития из объема сцинтиллятора в газовую полость колбы, что приводит к уменьшению измеренной активности. Кроме того, мы не исключаем возможность отличия обогащения метилбората по ^{10}B от использованного значения 92%.

Все эти факторы одинаковы для всех облучений, поэтому измеренные сечения были отнормированы при $E_n = 5 \text{ МэВ}$ к рекомендованному значению из работы [3]. Полученные таким образом сечения приведены в пятой колонке таблицы.

Сечение реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ в тепловой точке в пределах погрешностей с данными 1987-88 гг. Среднее значение по данным настоящей работы и работ [7, 12] составляет $(8,5 \pm 2,0) \text{ мб}$, что существенно ниже значения из работы [11].

Таким образом, можно сделать вывод, что сечение реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ в тепловой точке к настоящему времени известно с точностью 20%. Несмотря на методические трудности измерения малого сечения, разумное согласие достигнуто в работах, использующих различные методики.

Результаты измерения сечений реакции $^{10}\text{B}(n, \alpha)$

Энергия нейтронов	Активность трития, I/сек	Опорная реакция	$\sigma \pm \Delta\sigma$ мб	σ перенормированное, мб	Данные других работ
0.025 эВ	0.23 ± 0.16	$^{197}\text{Au}(n, \gamma)$	4.7 ± 3.4	6.0 ± 4.0	12.5 ± 2.5 /I2/ 7.0 ± 2.0 /7/ 50.0 ± 6.0 /II/
420 кэВ	0.47 ± 0.20	$^{235}\text{U}(n, f)$	5.0 ± 2.4	7.0 ± 3.0	
5.0 МэВ	4.58 ± 0.20	$^{58}\text{Ni}(n, p)$	163 ± 14	217	217 //3/
	6.46 ± 0.20	$^{58}\text{Ni}(n, p)$	163 ± 14		
5.0 МэВ фон	-0.02 ± 0.20				

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бадяев В. В., Егоров Ю. А., Скляров В. П. // Радиационная безопасность и защита АЭС. М. 1981. С. 64.
2. Шагалин Н. М., Инютин Е. И., Отставнов П. С. К вопросу об образовании и переносе трития в быстрых реакторах. // Доклад на советско-французском семинаре по концепциям безопасности быстрых реакторов. /Обнинск, 1981.
3. Корнилов Н. В., Кагаленко А. Б., Дароци Ш., Черпак Ф. // Материалы 1-й Международной конференции по нейтронной физике. /М.: ЦНИИАтоминформ, 1988. Т. 3. С. 163.
4. Kornilov N. V. Proc. of an Advisory Group Meeting on Properties of Neutron Sources, Leningrad, 9-13, June 1978. IAEA-TECDOC-410. P. 320.
5. Frye G. M., Gammel J. H. // Phys. Rev. 1956. V. 103. P. 328.
6. Davis E. V., Gabbard F., Bonner T. W., Bass R. // Nucl. Phys. 1961. V. 27. P. 448.
7. Kavanagh W., Marcle R. G. // Phys. Rev. 1987. V. C36. P. 1194.
8. Wiman M. E., Fryer E. M., Thorpe M. M. // Phys. Rev. 1958. V. 112. P. 1264.
9. Suhaimi A., Wolfle R., Qaim S. M., Stocklin G. Radiochimica Acta. 1986. V. 40. P. 113.
10. Bödy Z. T., Mihali K. Compilation and evaluation of (n, t) cross-sections around 14 MeV. INDC(HUN)-22/L, 1985.
11. Cserpak F., Biro T., Csikai J. Proc. Inter. Conf. Neutron Phys. and Other Appl. Purp., Harwell, 1978. P. 761.
12. Qaim S. M. et al. Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology. Mito, Japan, 1988. P. 225.
13. Qaim S. M., Wolfe R. // Nucl. Phys. 1978. V. A295. P. 150.
14. Fermi E. // Zeits. fur Phys. 1934. V. 88. P. 161.
15. Taylor C. J. et al. // Phys. Rev. 1951. V. 84. P. 1034.
16. Schmeling H-H. // Zeits. fur Phys. 1960. V. 160. P. 520.

Статья поступила в редакцию 27.09.89 г.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ПЛОТНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ
ПОЛНОГО НЕЙТРОННОГО СЕЧЕНИЯ С ПОМОЩЬЮ РЯДА ГРАМА-ШАРЛЬЕ

Э. Ф. Фомушкин

Всесоюзный научно-исследовательский институт экспериментальной физики

APPROXIMATION OF TOTAL CROSS-SECTION DISTRIBUTION DENSITY BY MEANS OF GRAM-CHARLIER SERIES. A possibility of approximation of total neutron cross-section density by means of Gram-Charlier series is under consideration. In this case the curve of observable cross-section is described with alternating power series, where coefficients are the semiinvariants of the analyzed distribution density. A presentation of statistical uncertainties is given. An analysis of chromium observable total cross-section curve by means of two types of distribution is taken for examples.

Если пучок нейтронов с равновероятным распределением в интервале $E_1 \leq E \leq E_2$ проходит через слой вещества толщиной t , то пропускание обычно описывается функцией

$$T(t) = \frac{1}{(E_2 - E_1)} \int_{E_1}^{E_2} \exp(-\sigma(E)t) dE, \quad (1)$$

где $\sigma(E) \geq 0$ - полное сечение.

Переходя от интеграла Римана к интегралу Лебега, ту же функцию пропускания $T(t)$ можно записать в виде

$$T(t) = \int_0^{\infty} p(\sigma) \exp(-\sigma t) d\sigma, \quad (2)$$

где $p(\sigma) \geq 0$ - плотность распределения полного сечения $\sigma(E)$ в энергетическом интервале $E_1 \leq E \leq E_2$.

В представлении (2) функция пропускания $T(t)$ является преобразованием Лапласа от неотрицательной функции $p(\sigma)$, определенной на положительной полуоси $\sigma \geq 0$; в рассматриваемом случае параметр преобразования t - действительное положительное число.

Преобразование Лапласа можно рассматривать как частный случай производящей функции моментов [1]. Поэтому разложение функции пропускания в степенной ряд

$$T(t) = \sum_{k=0}^{\infty} M_k \frac{(-t)^k}{k!} \quad (3)$$

определяет начальные моменты распределения полного нейтронного сечения в рассматриваемом энергетическом интервале

$$M_k = \int_0^{\infty} \sigma^k p(\sigma) d\sigma, \quad (k=1, 2, \dots). \quad (4)$$

Разложение логарифма функции пропускания или (что более удобно) кривой наблюдаемого сечения $S(t) = -\ln T(t)/t$ в степенной ряд позволяет вычислить семиинварианты функции плотности полного сечения

$$S(t) = \sum_{k=1}^{\infty} \kappa_k \frac{(-t)^{k-1}}{k!}, \quad (5)$$

где $\kappa_1 = M_1 = \langle \theta \rangle$ - среднее значение полного сечения в рассматриваемом энергетическом интервале;

$\kappa_2 = \mu_2 = M_2 - M_1^2$ - второй центральный момент (дисперсия);

$\kappa_3 = \mu_3$ - третий центральный момент;

$\kappa_4 = \mu_4 - 3\mu_2^2$ - и т. д.

Обычно используются нормированные моменты (семиинварианты): коэффициент асимметрии (скоса) $\gamma_1 = \kappa_3 / \kappa_2^{3/2}$, коэффициент эксцесса $\gamma_2 = \kappa_4 / \kappa_2^2$ и т. д.

Таким образом, семиинварианты однозначно связаны с моментами, однако их использование в ряде случаев более предпочтительно.

Для оценки значений семиинвариантов по результатам измерений функции пропускания (наблюдаемого сечения) был составлен пакет программ. Использовался метод наименьших квадратов, за основу были взяты программы MORMEQ и GAUSS [2, 3].

Статистические погрешности семиинвариантов вычислялись по следующей схеме. Сумарная статистическая погрешность определялась величиной невязки:

$$\Delta S = \left\{ \sum_{i=1}^N \left[S(t_i)_{\text{эксп}} - S(t_i)_{\text{расч}} \right]^2 \omega_i \right\}^{1/2}, \quad (6)$$

где N - число экспериментальных точек;

t_i - значение толщины слоя исследуемого вещества;

ω_i - статистический вес экспериментальной точки;

$S(t_i)_{\text{эксп}}$ - экспериментальное значение наблюдаемого сечения;

$S(t_i)_{\text{расч}}$ - величина наблюдаемого сечения, вычисленная по формуле (5) с использованием полученных значений семиинвариантов.

Средняя квадратичная погрешность на единицу статистического веса, как обычно, принималась равной $\Delta S / (N - M)$, где M - число использованных семиинвариантов в аппроксимации кривой наблюдаемого сечения. Статистический вес каждого семиинварианта при оценке погрешностей оценивался следующим соотношением

$$W_{\kappa_1} = D / D_{11}, \quad W_{\kappa_2} = D / D_{22} \quad \text{и т. д.}, \quad (7)$$

где D - детерминант системы нормальных уравнений, использующийся при вычислении значений семиинвариантов;

D_{11} , D_{22} и т. д. - алгебраические дополнения элементов главной диагонали этой системы [4].

Таким образом, средняя квадратичная погрешность j -ого семиинварианта оценивалась по формуле

$$\Delta \kappa_j = \Delta S / \left[W_{\kappa_j} (N - M) \right]^{1/2}. \quad (8)$$

При известных значениях семиинвариантов наиболее рациональным для построения плотности распределения является использование ряда Грама-Шарлье [5]:

$$p(\sigma) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\kappa_2}} \exp\left[-Z^2/2\right] \left[1 + \frac{\gamma_1}{3!} H_3(Z) + \frac{\gamma_2}{4!} H_4(Z) + \dots \right], \quad (9)$$

где γ_1, γ_2 - коэффициенты скоса и эксцесса;

$Z = \frac{\sigma - H_3}{\sqrt{\kappa_2}}$ - стандартизованная величина переменной, в нашем случае, сечения;

$H_j(Z)$ - полиномы Чебышева-Эрмита;

$H_0(Z) = 1, H_1(Z) = Z;$

$H_j(Z) = ZH_{j-1}(Z) - (j-1)H_{j-2}(Z).$

С помощью рассмотренного алгоритма были обработаны данные по прохождению нейтронов в интервале энергий $0,28 \pm 0,66$ МэВ через образцы хрома различной толщины [6]. Обработка тех же данных с использованием модифицированного γ -распределения проведена в работе [7].

На рисунке показана аппроксимация экспериментальных значений наблюдаемого сечения трехпараметрической логарифмической кривой [7]:

$$S(t) = \sigma_0 + \frac{\gamma}{t} \ln(1 + \lambda t) \quad (10)$$

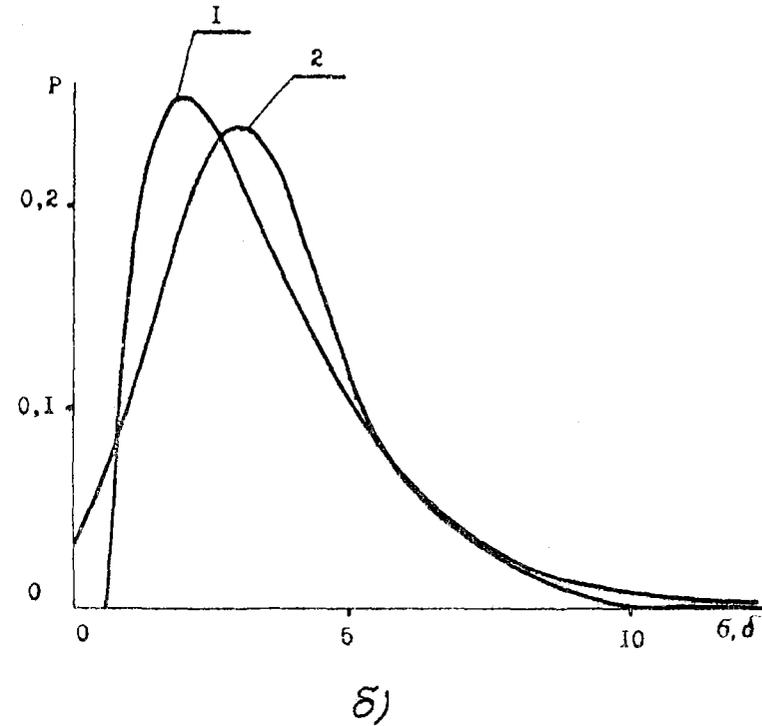
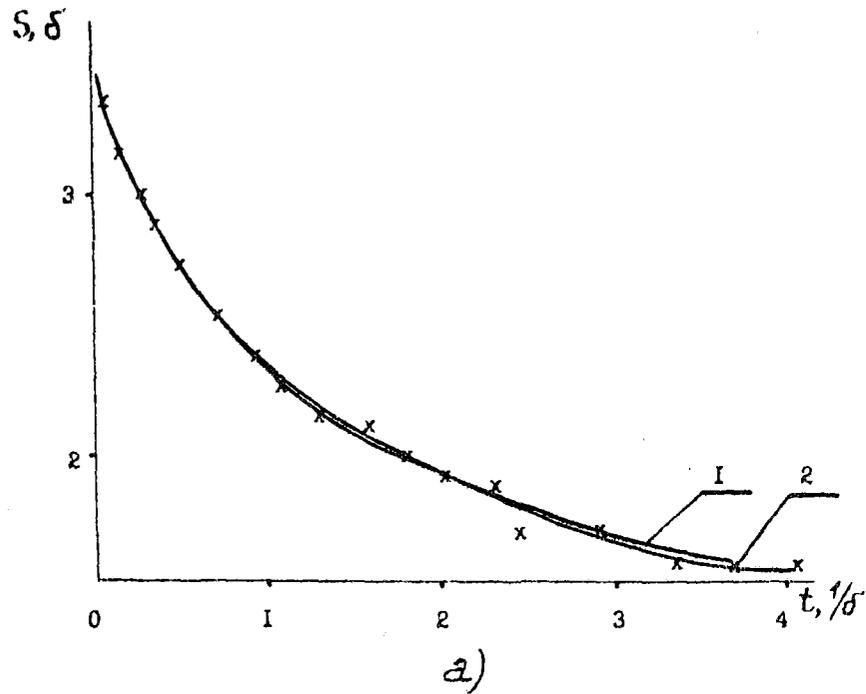
и пятипараметрическим степенным рядом (5). Как и следовало ожидать, величина невязки при пятипараметрической аппроксимации значительно меньше, чем при пятипараметрической аппроксимации логарифмической кривой (10). Наиболее существенно расхождение проявляется при больших значениях толщины образца ($t_1 \geq 2,5$ атом/барн). Этим объясняется и заметное различие в представлении функции плотности $p(\sigma)$ модифицированным γ -распределением:

$$p(\sigma) \approx (\sigma - \sigma_0)^{\gamma-1} \exp\left[-\frac{\sigma - \sigma_0}{\lambda}\right], \quad \sigma > \sigma_0 \quad (11)$$

и рядом Грамма-Шарлье (см. рис.16). Пятипараметрическое представление (9) подчеркивает в функции плотности полного сечения хрома наличие участков с минимальными значениями сечения. Эти участки связаны, очевидно, с минимумами между резонансами в кривой полного сечения.

Какие-либо существенные физические аргументы в пользу той или другой математической формы аппроксимации функции плотности $p(\sigma)$ в настоящее время привести сложно. По-видимому, ряд Грама-Шарлье (9) и соответственно аппроксимация наблюдаемого сечения степенным рядом (5) обладают большей гибкостью: количество используемых параметров может меняться в зависимости от характера анализируемой кривой наблюдаемого сечения, даже при небольшом числе используемых семиинвариантов ($\approx 3-4$) кривая (9) может описывать заметные нерегулярности в функции плотности сечения $p(\sigma)$. Модифицированное γ -распределение (11), используемое в (7), функция унимодальная, без точек перегиба.

В любом случае, возможность использования независимых методов анализа функций пропускания позволяет получить дополнительную информацию об особенностях полного сечения исследуемого нуклида.



Зависимость наблюдаемого полного сечения хрома от толщины образца (а), представление плотности распределения этого сечения в интервале нейтрона 0,28-0,66 МэВ (б).

Крестики - эксперимент [6]; кривая 1 - аппроксимация модифицированным γ -распределением: $\sigma = 0,615$; $\gamma = 1,871$; $\lambda = 1,528$; кривая 2 - аппроксимация рядом Грама-Шарлье с семиинвариантами:

$$\kappa_1 = 3,4324 \pm 0,0057; \quad \kappa_2 = 3,4744 \pm 0,0122;$$

$$\kappa_3 = 5,1671 \pm 0,0375; \quad \kappa_4 = 5,5648 \pm 0,1131;$$

$$\kappa_5 = 2,8774 \pm 0,7429$$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кендалл М., Стюарт А. Теория распределений. М.: Наука, 1966.
2. Колдербанк В. Программирование на Фортране. Фортран 66 и Фортран 77. М.: Радио и связь, 1986.
3. Гришин В.К., Живописцев Ф.А., Иванов В.А. Математическая обработка и интерпретация физического эксперимента. М.: МГУ, 1988.
4. Шиголев Б.М. Математическая обработка наблюдений. М.: Физматгиз, 1960.
5. Кендалл М., Стюарт А. Теория распределений. М.: Наука, 1966.
6. Филиппов В.В. //Материалы 6-й Всесоюзной конференции по нейтронной физике. / М.: ПНИИАтоминформ, 1984. Т.3.
7. Тараско М.З., Филиппов В.В. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1987. Вып. 4. С.35.

Статья поступила в редакцию 02.10.89 г.

ЯДЕРНО-РЕАКТОРНЫЕ ДАННЫЕ

УДК 539.17

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОХОЖДЕНИЯ
НЕЙТРОНОВ СПЕКТРА ДЕЛЕНИЯ ЧЕРЕЗ СФЕРИЧЕСКИЕ ОБРАЗЦЫ
ИЗ Cr и Ni

О. В. Баранов, В. В. Коробейников, В. М. Литяев, А. М. Цибуля,
В. Ханзен, В. Фогель

Физико-энергетический институт, г. Обнинск
Центральный институт ядерных исследований Россендорф, ГДР

EXPERIMENTAL AND CALCULATION STUDIES OF THE PENETRATION OF FISSION SPECTRUM NEUTRON IN THE SPHERICAL Cr and Ni SAMPLES. The results of analysis of neutron penetration through spherical Cr and Ni samples are given. The experiments have been carried out in USSR and GDR. In the USSR experiments transmission functions are described. The neutron leakage spectra studied in GDR experiments. The results of both series of experiments are in good agreements between each others.

ВВЕДЕНИЕ

При создании и проверке систем групповых констант для расчетов реакторов и защиты обычно используются данные интегральных экспериментов. Среди них значительное место занимают эксперименты по изучению сечений увода под порог деления ^{238}U . Система констант БНАБ [1] позволяет рассчитывать такие характеристики быстрого реактора как $K_{\text{эф}}$ и $K_{\text{В}}$ с погрешностью 1,4 и 2,4% соответственно. Заметный вклад (0,8% и 1,2% соответственно) в эти погрешности вносит неопределенность сечений увода под порог деления ^{238}U конструкционных материалов и самого ^{238}U .

Изучение сечений увода под порог деления ^{238}U в экспериментах по сферическому пропусканию проводилось еще в 50-е годы в нашей стране и за рубежом.

В списке потребностей в ядерных данных WRENDA [2] было указано, что можно повысить точность сечения увода, повторив эксперименты по сферическому пропусканию и используя более современную технику. Такие эксперименты были проведены в нашей стране и в ГДР.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ И МЕТОДИКИ ИЗМЕРЕНИЙ

В Физико-энергетическом институте (СССР) экспериментальные исследования пропусканий нейтронов проводились в модифицированной сферической геометрии. В качестве источника нейтронов использовалась ампула со спонтанно делящимся нуклидом ^{252}Cf , которая помещалась внутрь исследуемой сферы. Вплотную к сферическому образцу помещались три камеры деления. В камере использовался делящийся слой из урана с изотопным содержанием ^{238}U - 99,99% и толщиной слоя ≈ 1 мг/см², что позволило обеспечить хорошую счетную характеристику камер, а следовательно, хорошую воспроизводимость результатов. Каждая камера имела форму части сферы, охватывающей телесный угол $\approx 0,6$ л. Углы между центрами камер составляли 120° , суммарный телесный угол, охватываемый всеми камерами, был близок к 2π . Геометрия экспериментальной установки приведена на рис.1. Расстояние между поверхностью образца и электродами камер с нанесенным слоем ^{238}U равно 5 мм. Такая квазисферическая геометрия позволила заметно уменьшить отношение фон/эффект.

Измерения пропусканий нейтронов проводились со сферическими образцами из никеля и хрома. Сфера из никеля была цельнометаллической, а из хрома - насыпная, хромовая крошка засыпалась в специальный пустотелый футляр из меди.

Результатом измерений в первой серии экспериментов являлась величина:

$$T(t) = \frac{N(t)}{N_0}, \text{ где} \quad (1)$$

$N(t)$ - счет детектора с образцом толщиной t ;

N_0 - счет детектора без образца.

Во второй серии экспериментов, проведенных в ГДР, исследовался спектр нейтронов утечки в абсолютном масштабе из этих же сферических образцов. Схема экспериментальной установки приведена на рис.2. В энергетическом диапазоне 800 кэВ - 10 МэВ измерения спектра проводились стильбеновым сцинтилляционным спектрометром, а в интервале 40 кэВ - 1,1 МэВ - с помощью набора спектрометрических счетчиков протонов отдачи.

Проводилось два вида измерений:

1. Исследовался спектр нейтронов, вылетающих из источника (без образца).
2. Изучались спектры нейтронов утечки из образцов исследуемых материалов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ И РАСЧЕТА

Характеристика сферических образцов

НИКЕЛЬ (99,5%)

Внешний диаметр - 170 мм.

Внутренний диаметр - 30 мм.

ХРОМ (99,8%)

Хромом заполняется медный футляр.

Размеры хромовой крошки 0,02 - 0,2 мм

Внешний диаметр медной оболочки - 160 мм

Внешний диаметр хромовой сферы - 157,8 мм

Внутренний диаметр медной оболочки - 29 мм

Внутренний диаметр хромовой сферы - 32 мм

Вес медной оболочки - 863,8 г

Вес хромовой крошки - 9016 г

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ

На установке ФЭИ СССР измерялись функции пропускания, а на установке ГДР - спектры нейтронов утечки.

Расчетное моделирование экспериментов проводилось методом Монте-Карло по программе ММКГК [3] и по программе, реализующей решение уравнения переноса в S_n -приближении [4].

На рис. 3 приведен экспериментальный спектр нейтронов, вылетевших из источника ^{252}Cf (без образца). В масштабе $\ln \frac{\Phi(E)}{E^{1/2}} = \frac{\Psi(u)}{E^{3/2}}$ этот спектр хорошо аппроксимируется прямой линией, из наклона которой легко определяется $KT=1,41$ МэВ, что хорошо согласуется с теоретическим значением.

На рис. 4 и 5 дано сравнение экспериментальных и расчетных спектров утечки из сферических образцов. Экспериментальные спектры приведены в шкале энергетического разбиения БНАБ. На этих же рисунках приведен спектр калифорнийского источника. Из результатов расчетов видно хорошее совпадение расчетного и экспериментального спектров нейтронов утечки для обоих образцов в области энергий 0,8 - 10,5 МэВ.

На рис. 6 и 7 представлены групповые функции пропускания:

$$T_g = \frac{\varphi_{об}^g}{\varphi_{cf}^g}, \quad (1a)$$

где

$\varphi_{об}^g$ - плотность потока нейтронов, вылетевших из образца;

φ_{cf}^g - плотность потока нейтронов от источника ^{252}Cf .

Из сравнения результатов расчета и эксперимента видно, что в области энергий 0,8 - 10,5 МэВ согласие между расчетом и экспериментом хорошее для обоих образцов. Погрешности в экспериментальных спектрах лежат в пределах 5% выше 100 кэВ и около 10% при более низких энергиях. Для $E < 0,8$ МэВ расхождение в групповых функциях пропускания для образца из Ni составляет 10%, а для Cr - более 20% в области энергий 46,5-100 кэВ. На рис. 8-10 приводятся результаты сравнения измеренного спектра (не приведенного в шкале БНАБ) и рассчитанного для образцов из Ni и Cr. На рис. 9 для сравнения нанесен еще спектр, рассчитанный в мультигрупповом приближении. Видно, что расчеты по мультигрупповой системе констант несколько занижают спектры утечки в области 0,8-10,5 МэВ по сравнению с экспериментом и расчетом по константам БНАБ.

Сравнение расчетных пропусканий с экспериментальными

Сфера		$\Gamma_{\text{в}}$	$\Gamma_{\text{р}}$	$\sigma T_{\text{р}}$	$\Gamma_{\text{в}}^{\infty}$	$\Gamma_{\text{р}}^{\infty}$
Ni	ФЭИ	0,626±0,002	0,602	1,113	0,562±0,002	0,541
	ЦИЯИ	-	-	-	0,537±0,03	-
Cr	ФЭИ	0,810±0,002	0,807	1,06	0,761±0,002	0,764
	ЦИЯИ	-	-	-	0,724±0,04	-

В работах ФЭИ экспериментальные результаты приводились к условиям хорошей геометрии расчетным путем. Из результатов (см. таблицу) видно, что пропускания, измеренные двумя методами для одного материала хорошо согласуются между собой в пределах погрешностей эксперимента.

ВЫВОДЫ

Выполненная серия экспериментов позволяет сделать следующее заключение:

1. Сечения увода, полученные из эксперимента СССР для Ni ниже сечения, принятого в БНАБ-78 примерно на 6%.
2. Из хорошего согласия измеренных и рассчитанных спектров нейтронов в интервале 0,8-10,5 МэВ можно предположить, что структура матриц неупругого рассеяния Ni и Cr в этой области энергий правильна.
3. Расчеты, выполненные с мультигрупповыми константами, дают некоторое занижение спектров нейтронов утечки в области энергий 0,8 - 10,5 МэВ.
4. Представляет интерес дальнейшее исследование спектров нейтронов утечки в области энергий ниже 0,8 МэВ для уточнения сечений неупругого перевода из верхнеэнергетической области в низкоэнергетическую.

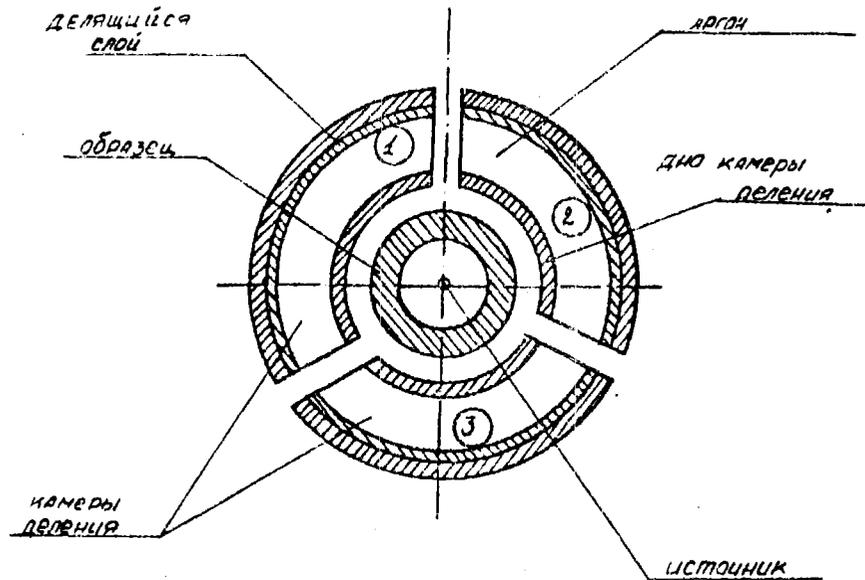


Рис. 1 Схема экспериментальной установки 1

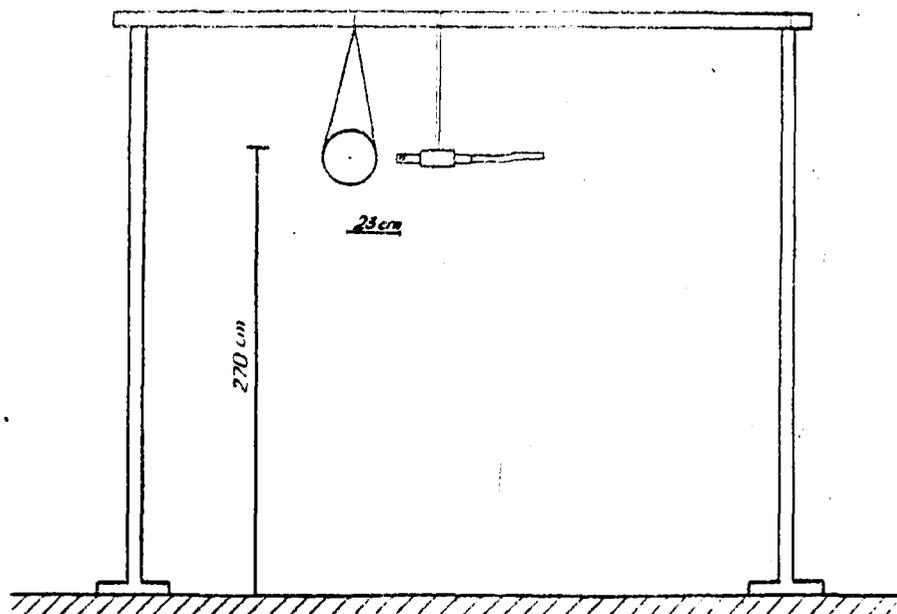


Рис. 2. Схема экспериментальной установки 2

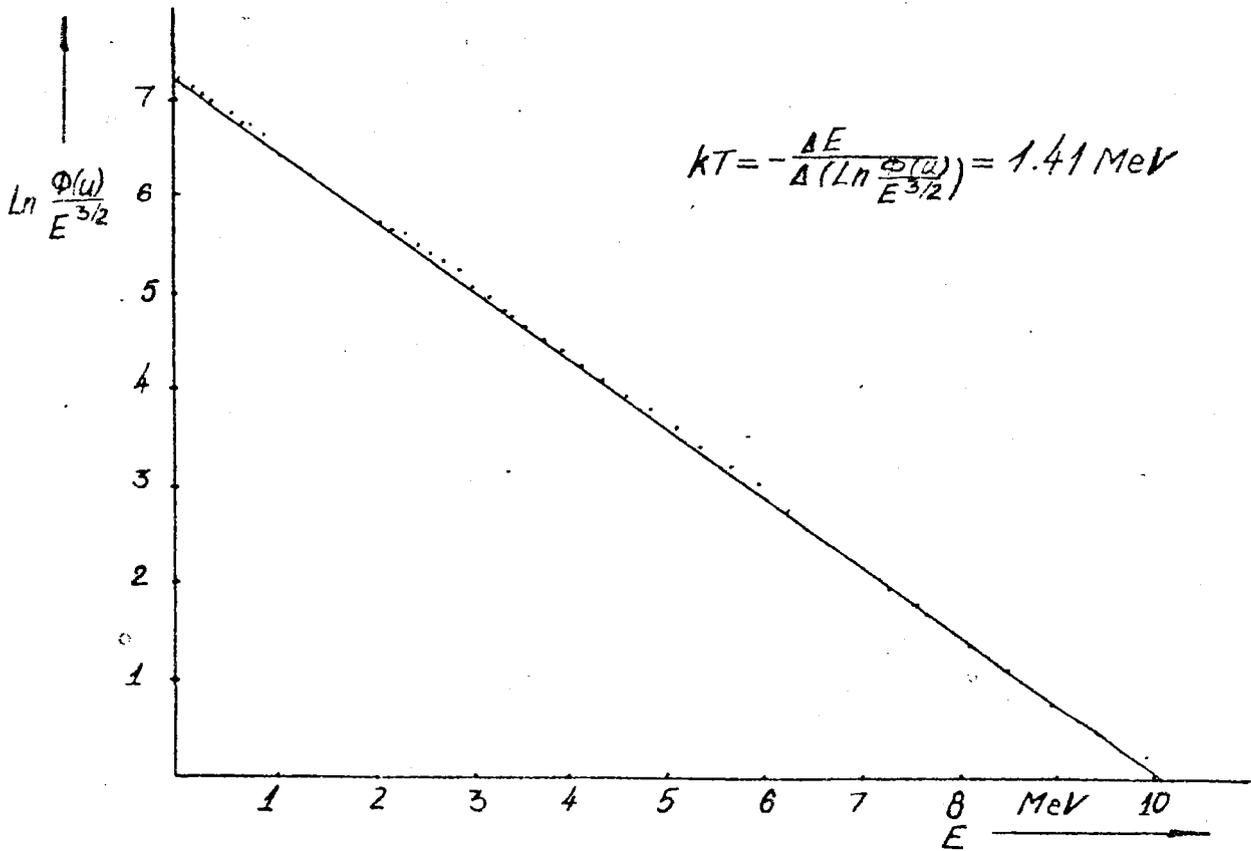


Рис. 3. Экспериментальный спектр нейтронов

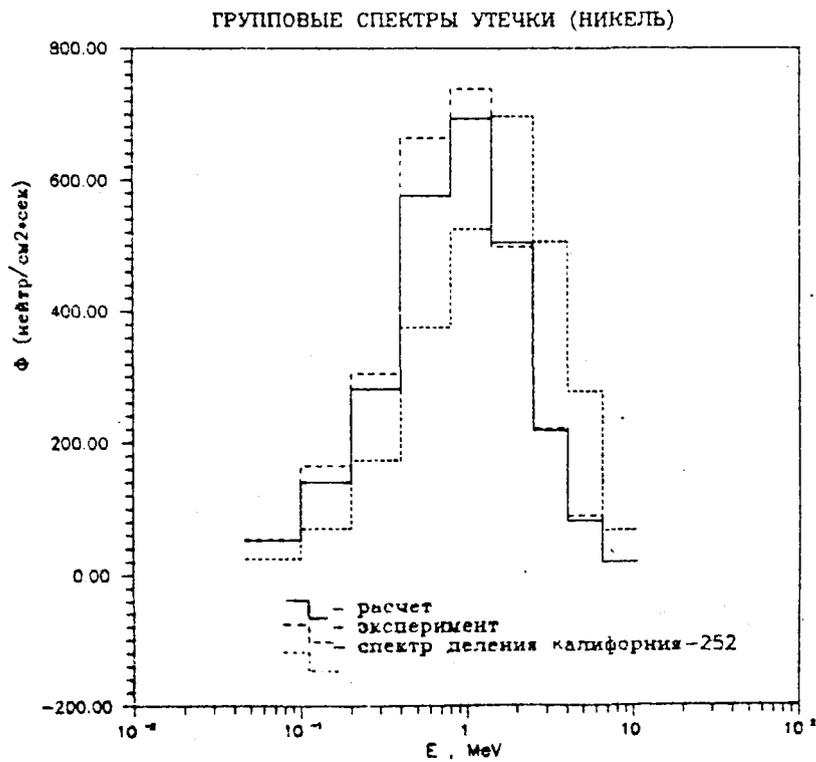


Рис. 4

ГРУППОВЫЕ СПЕКТРЫ УТЕЧКИ (ХРОМ)

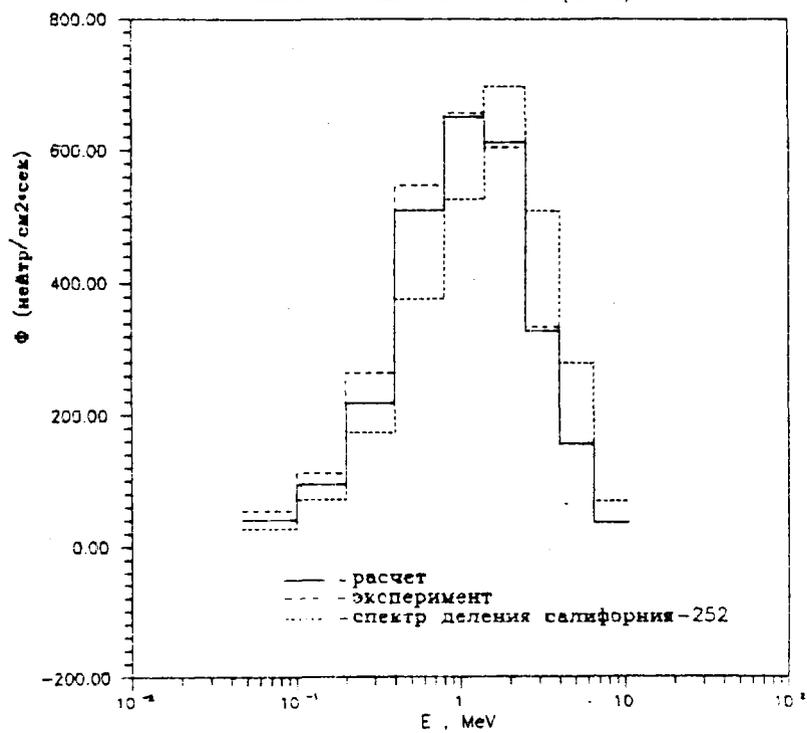


Рис.5

ГРУППОВЫЕ ПРОПУСКАНИЯ (НИКЕЛЬ)

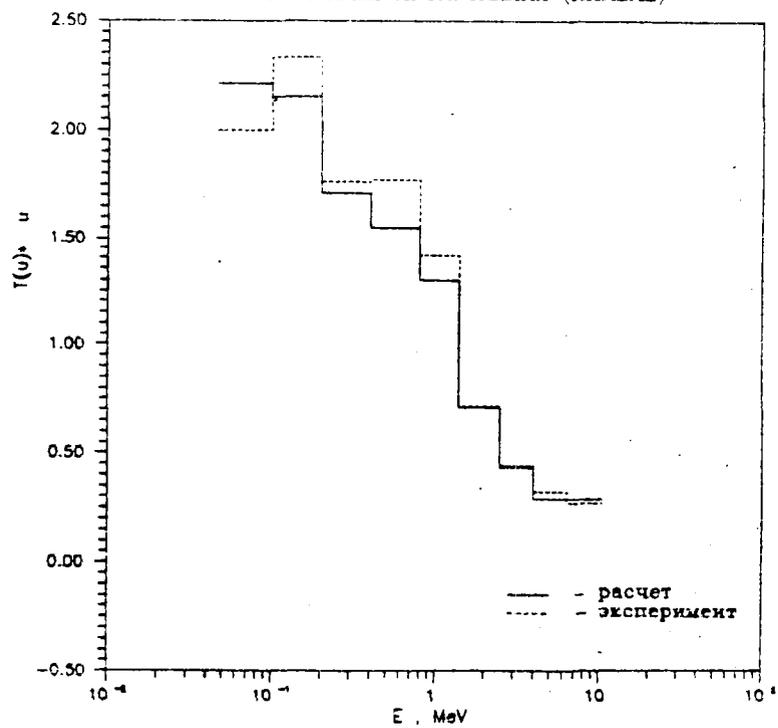


Рис.6

ГРУППОВЫЕ ПРОПУСКАНИЯ (ХРОМ)

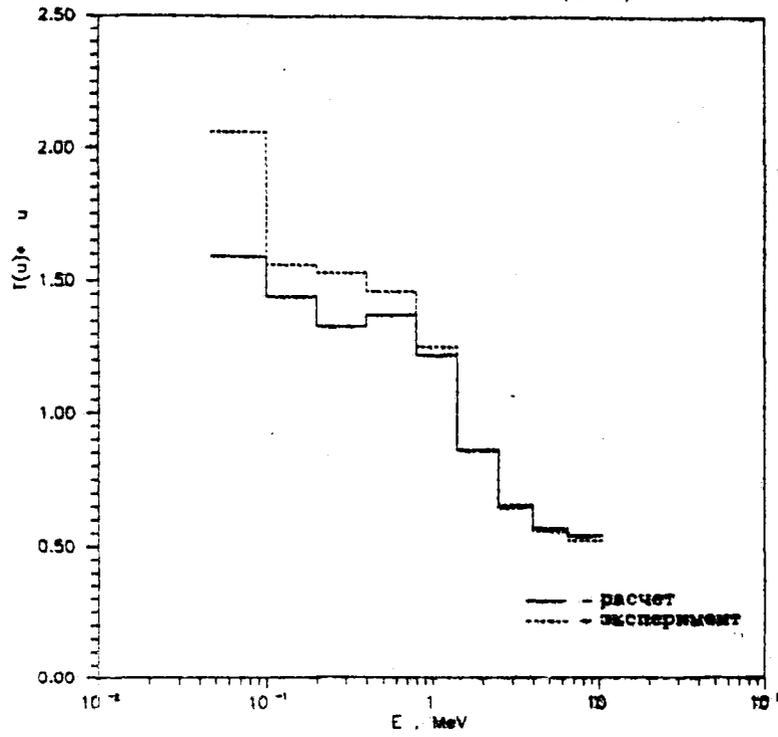


Рис. 7

СПЕКТРЫ УТЕЧКИ ИЗ НИКЕЛЕВОЙ СФЕРЫ

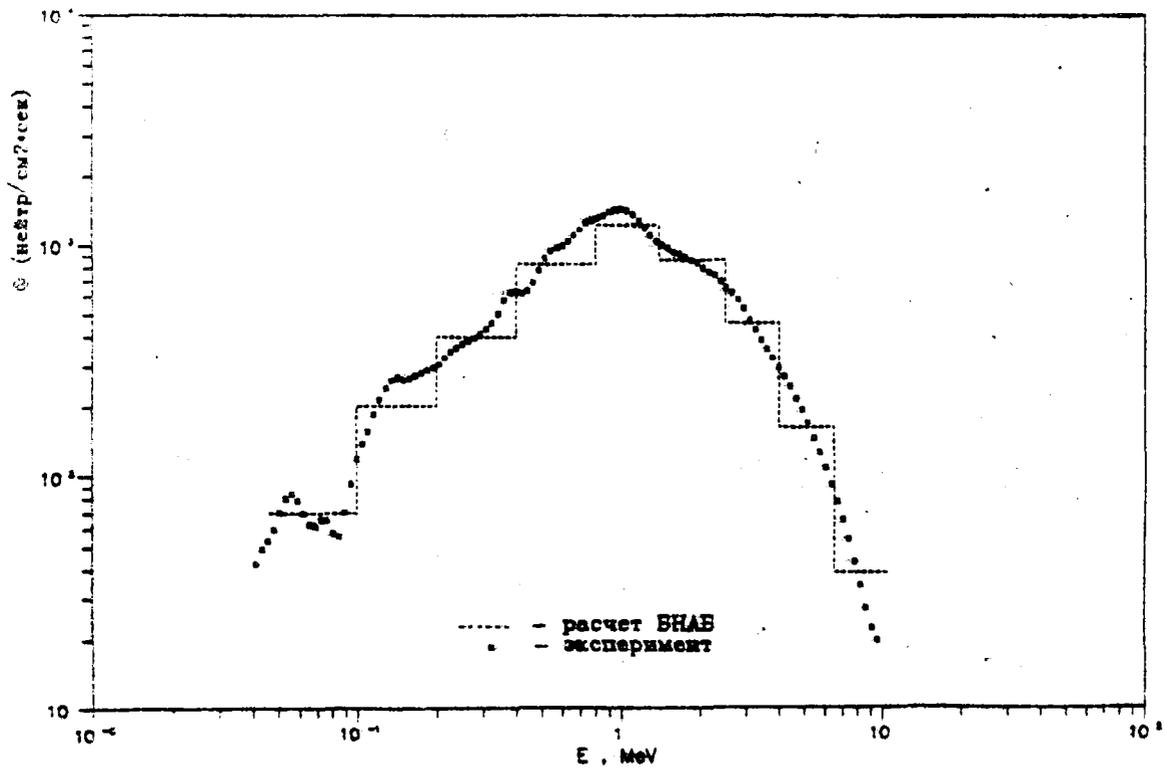


Рис. 8

СПЕКТРЫ УТЕЧКИ ИЗ НИКЕЛЕВОЙ СФЕРЫ

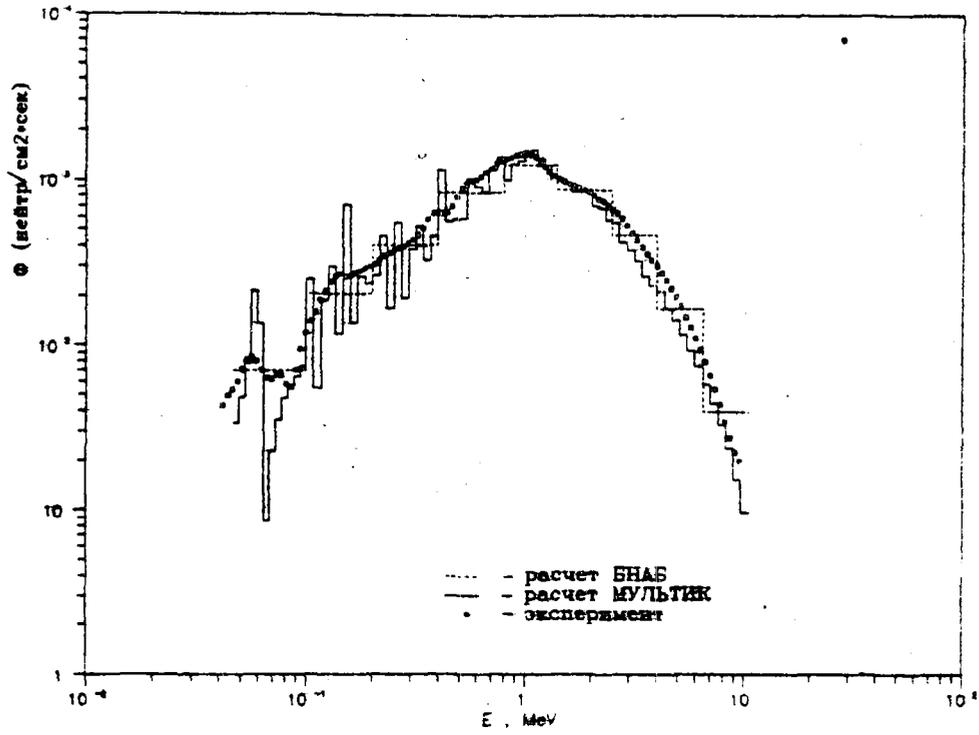


Рис. 9

СПЕКТРЫ УТЕЧКИ ИЗ ХРОМОВОЙ СФЕРЫ

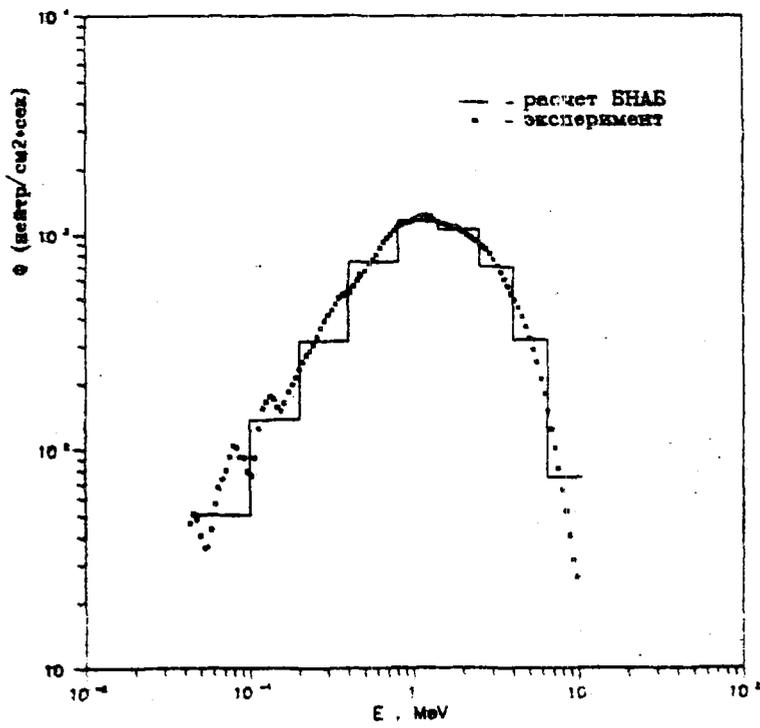


Рис. 10

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абагян Л. П., Базазянц Н. О., Николаев М. Н., Цибуля А. М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
2. WRENDA-79/80. World Request List for Nuclear Data INDC (SEC) 73/VRSF. 1979.
3. Франк-Каменецкий А. Д. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1981. Вып. 8. С. 16.
4. Волощенко А. Н., Костин Е. И., Панфилова Е. И., Уткин В. А. PO3-6 - комплекс программ для решения уравнения переноса в одномерных геометриях: Инструкция ИИМ АН СССР. М., 1980.

Статья поступила в редакцию 01.09.89 г.

ОТ РЕДАКЦИИ

19-21 сентября 1989 г. в Протвино состоялась 5-я Всесоюзная научная конференция по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок (ЯТУ). В конференции приняли участие 250 специалистов из 66 организаций СССР. Доклады представлялись на пленарных заседаниях и в следующих секциях:

1. Проблемы защиты при снятии АЭС с эксплуатации.
2. Прогнозы развития физики защиты, теоретические методы и программы расчетов на ЭЕМ.
3. Ядерные константы и стандарты.
4. Погрешности расчетов защиты, чувствительность результатов расчетов к изменению входных параметров.
5. Дифференциальные и интегральные экспериментальные и расчетные исследования.
6. Поля излучений действующих установок и их анализ.
7. Защита АЭС и других ядерно-технических установок.
8. Защита ускорителей заряженных частиц и в космическом пространстве.

Часть докладов этой конференции будет опубликована в нашем сборнике по тематике "Ядерно-реакторные данные". В этом номере публикуются доклады с пленарного заседания, секций 3 и 4.

Редакция считает необходимым сделать некоторые замечания, чтобы в общих чертах охарактеризовать состояние константного обеспечения физических задач защиты ЯТУ.

Первые три доклада посвящены описанию системы СОКРАТОР, аккумулирующей большинство последних разработок в области ядерных констант для расчета защиты, выполненных под эгидой Комиссии по ядерным данным ГКИАЭ. Лежащая в основе этой системы библиотека оцененных ядерных данных безусловно содержит наиболее надежную информацию о нейтронно-ядерных взаимодействиях среди всех имеющихся в стране подобных источников, но область энергии ограничена 20 МэВ, данные об образовании фотонов в нейтронных реакциях пока далеко не совершенны, данных о взаимодействии заряженных частиц с веществом в СОКРАТОРе сейчас нет.

Возможности развиваемой в стране системы константного обеспечения будут существенно расширены после завершения работ, о которых сообщается в двух следующих докладах: в ИФВЭ разрабатывается система САДКО для расчета переноса нейтронов и протонов с энергией до 600 МэВ, а в ИЯФ КазССР - библиотека констант взаимодействия заряженных частиц с веществом в широком энергетическом диапазоне.

В докладе А.И. Хирдина описывается программа, позволяющая проводить расчеты переноса фотонов с очень подробным разбиением энергетической оси на основе библиотеки фотонных констант Сторма и Исраэля, которая также содержится в СОКРАТОРе.

Поскольку названные константные системы находятся в стадии освоения или разработки, их еще не начали применять широко в расчетной практике. На чем же основана эта практика? Известно, что в инженерных расчетах радиационной защиты чаще всего используется система констант БНАБ-78, обрабатываемая программами системы АРАМАКО непосредственно либо

упакованными в пакет прикладных программ ОКС, последняя версия пакета описана в докладе А. М. Волощенко и др. Альтернативой является система *GNDL*, разработанная В. И. Журавлевым и др., также широко используемая в расчетах защиты. И ОКС, и *GNDL* предоставляют пользователям возможность вести расчеты не только по БНАБ-78, но и по ряду других константных систем. Тем не менее, в большинстве работ, изложенных в остальных докладах, ни АРАМАКО, ни ОКС, ни *GNDL* не упоминаются. Это связано с тем, что работы носят методический характер и выполнены, как правило, с использованием недавно освоенных в нашей стране американских программ *ANISN*, *DOT-3*, *SWANLAKE*, которые на время выполнения работ могли функционировать лишь совместно с зарубежными системами констант *VITAMIN-C*, *CASK* и др. Надо сказать, что большинство этих систем констант за рубежом уже не используется (так *VITAMIN-C* сменился на *VITAMIN-D*, а тот заменен на *VITAMIN-E*). Заметим, что их некоторое несовершенство ни в коей мере не умаляет ценности результатов, изложенных в докладах: и разработка проблемно-ориентированных систем констант, учитывающих особенности рассчитываемых объектов (доклады 8-11), и оценка потребностей в ядерных данных для снятия АЭС с эксплуатации (доклад 12), и тем более, анализ чувствительностей (доклад 13-19) не зависят от выбора системы констант. Необходимо подчеркнуть, что преимущество, скажем, системы *VITAMIN-C* перед последними отечественными разработками проявилось в большей освоенности и удобстве для использования, а отнюдь не в более высокой точности данных, как может показаться неискушенному читателю.

Последние два доклада, помещенные в сборнике, посвящены описанию реперных экспериментов и их анализу. При анализе экспериментальных данных решающее значение имеют надежность используемой системы констант и ее признание инженерами-проектировщиками, поэтому вполне естественно, что анализ в этих двух докладах основан на апробированной и признанной в нашей стране системе БНАБ-АРАМАКО.

УДК 621.039.51

СОКРАТОР: СИСТЕМА ОБЕСПЕЧЕНИЯ КОНСТАНТАМИ РАСЧЕТОВ
АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ И РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Николаев М.Н., Савоськин М.М., Цибуля А.М.,
Кривцов А.С., Сеница В.В., Мантуров Г.Н.

Физико-энергетический институт, г. Обнинск

SOCRATOR: SYSTEM OF CONSTANT PROVISION FOR ATOMIC REACTORS AND RADIATION SHIELDING CALCULATIONS. The common description of modern state of the SOCRATOR constant system is given. An architecture and possibilities of this system and contents of involved databanks are described. Results and analysis of calculations for two fast reactor shielding testing models are presented.

С середины 80-х годов в нашем институте ведется разработка системы СОКРАТОР второго поколения. Отличием этой системы от ее предыдущей версии является единство и полнота технологии использования оцененных ядерных данных вплоть до оценки погрешностей расчетов характеристик ядерных реакторов и их радиационной защиты.

Система СОКРАТОР состоит из трех подсистем. Первая из них, подсистема МИКРО, обеспечивает сопровождение базы оцененных нейтронных и фотонных данных и переработку их в групповые константы. Основная база содержит оцененные данные для основных технологических, конструкционных и топливных материалов реакторов и радиационной защиты, воздуха, грунта, биологических тканей и т.д. (~180 нуклидов). Основу нейтронных данных по топливным, конструкционным и технологическим материалам, важнейшим продуктам деления составляют файлы отечественной оценки [1]. Для материалов, используемых в качестве нейтронных стандартов, в базы данных включены файлы, рекомендованные МАГАТЭ [2]. Файлы остальных материалов отобраны из

зарубежных библиотек советскими экспертами. В большинстве этих файлов данные в резонансной области энергии были заменены на отечественные оценки. Основу базы данных по взаимодействию фотонов с веществом составляют компиляции результатов, приведенные в книге [3] (оценка середины 60-х годов), и недавно появившиеся данные [4] в формате ENDF/B (оценка начала 80-х годов).

Для переработки оцененных ядерных данных в групповые константы используются два независимых пакета программ ГРУКОН и NJOUES [5]. Первый является отечественной разработкой, второй представляет собой объединение и развитие известных зарубежных программ NJOY и TSP и отечественного комплекса СПРУТ. Сравнение результатов расчета различных групповых констант с помощью независимых пакетов позволило выявить и исключить погрешности в алгоритмах переработки и разночтение в процедурах. Участие в тесте МАГАТЭ [6] позволило выявить и устранить небольшие некорректности в расчете средних сечений. Более сложными в вычислительном отношении являются факторы резонансной самоэкранировки и их доплеровские приращения. Для этих функционалов нейтронных сечений удовлетворительное согласие достигнуто лишь в области разрешенных резонансов. В области неразрешенных резонансов имеются расхождения в результатах расчетов по обоим пакетам (из-за различия в алгоритмах), и в настоящее время точности расчетов факторов самоэкранировки в этой области энергий исследуются.

Недостатком существующей библиотеки оцененных нейтронных данных является отсутствие информации по фотонным спектрам в области термализации. Для восполнения данных по некогерентному неупругому рассеянию на молекулах и кристаллах используется библиотека КОРТ [7]. Данные этой библиотеки для ряда материалов переработаны в мультигрупповые константы в области энергий от 10^{-5} до 4,65 эВ посредством комплекса TERMAC [8].

Непосредственная подготовка групповых констант для расчета нейтронных и фотонных полей, а также их линейных и билинейных функционалов, проводится в подсистеме МАКРО. Последняя состоит из бинарного банка ядерных данных, модулей манипулирования данными и модулей расчета нейтронных спектров. Информация о каждом нуклиде подразделена на секции, каждая секция может иметь версии.

Банк данных содержит:

- 301-групповую систему нейтронных констант с подгрупповым представлением резонансной структуры в области неразрешенных резонансов. В области разрешенных резонансов внутри мультигрупп резонансный ход сечений может представляться гистограммой ("расставленные подгруппы"). Эта система констант содержит 226 групп в области замедления (от 20 МэВ до 4,65 эВ) и 75 групп в области термализации. Энергетическая сетка совмещена с системой БНАБ. Учет анизотропии упругого рассеяния возможен до 20-го члена при разложении в ряд индикатрисы рассеяния по полиномам Лежандра;

- 33-групповые константы образования фотонов в нейтронных реакциях, а также групповые сечения взаимодействия фотонов с веществом;

- 28-групповые константы для расчета энерговыделения в нейтронных взаимодействиях и 33-групповые - при фотонных взаимодействиях.

Все эти данные получены в рамках подсистемы МИКРО за исключением секции нейтронных данных системы АРАМАКО. В этой секции резонансная структура представлена подгрупповыми параметрами при температуре 300К, а для учета доплер-эффекта при более высоких температурах приведены f-факторы И.И. Бондаренко. В каждой БНАБ-группе задан вектор вероятностей мультигрупповых переходов при упругом рассеянии.

Об особенностях обеспечения расчетов источников вторичного гамма-излучения и полей фотонов см. [9].

Кратко о данных по энерговыделению в нейтронных реакциях.

В существующей версии библиотеки оцененных нейтронных данных недостает информации для корректного расчета энерговыделения в нейтронных реакциях: сечения ряда реакций заданы лишь для естественных смесей изотопов, далеко не для всех реакций с вылетом заряженных частиц приводятся данные о возбуждении уровней остаточного ядра и т.п. Поэтому в настоящее время рекомендуется пользоваться 28-групповой библиотекой данных об энерговыделении [10], при получении которой недостающая информация вводилась "с рук" в качестве исходных данных. Для каждого нуклида и для каждого процесса определено как локальное энерговыделение (KERMA), так и полное энерговыделение (TERMA), разность между которыми есть суммарная энергия, уносимая фотонами. TERMA следует использовать в программах, не учитывающих перенос энергии фотонами. Заметим, что как в KERMA, так и в

TERMA включены вклады энергосвечения за счет распада радиоактивных продуктов реакций (периодом полураспада до 3 лет).

Библиотека мультигрупповых модулей системы M²C может быть ранжирована следующим образом:

- 1) модули управления банком данных;
- 2) модули генерации временного банка данных конкретной задачи;
- 3) модули обработки резонансной структуры нейтронных сечений нуклидов в гомогенных средах;
- 4) модули расчета макроскопических нейтронных и фононных констант для приближений групповых уравнений переноса диффузионное или кинетическое приближение; транспортное, P₁-приближения, равновероятные отрезки, аппроксимирующие индикатрису упругого рассеяния, учет термализации нейтронов и т. д.);
- 5) модули обработки мультигрупповых сечений для расчета линейных функционалов (скоростей реакций, КВ, выходов газообразных продуктов и т. д.);
- 6) модули обработки мультигрупповых сечений для расчетов билинейных функционалов в рамках теории малых возмущений;
- 7) модули подготовки констант для расчета энергосвечения в нейтронных и фотонных реакциях;
- 8) модули подготовки констант для расчета вторичного гамма-излучения в нейтронных реакциях;
- 9) модули оценки мультигрупповых нейтронных спектров в "нуль"- , одно- и двумерных моделях реакторов;
- 10) модуль учета гетерогенных эффектов в двухкомпонентных гетерогенных решетках в приближении Вигнера;
- 11) модули гомогенизации констант гетерогенных решеток в классических геометриях (плоскость, сфера, цилиндр, кластер);
- 12) модули подготовки констант для решения уравнения переноса нейтронов в подгрупповом приближении;
- 13) модули свертки мультигрупповых констант во много- или малогрупповые константы;
- 14) модули графического отображения данных и спектров.

Назначение модулей, естественно, может и будет расширяться по мере развития возможностей системы СОКРАТОР в целом.

Алгоритмы переработки нейтронных констант, применяемых в М²С, достаточно подробно изложены в книге [11].

М²С, пришедшая на смену системе АРАМАКО, в отличие от последней является системой модулей. Принципиальным соображением, лежащим в основе разработки М²С, является иерархия модулей. Перечисленные выше модули, как структурные единицы, могут объединяться в более крупные структуры, скрывая детали, и тем самым образовывать модули более высокого уровня. Основными правилами, которыми руководствовались авторы при разработке модулей, являлись: функциональная завершенность модулей; минимизация числа входных величин; минимизация числа выходных величин; использование процедур передачи данных пользователю. Иерархия модулей тесно связана с иерархией пользователей. На низшей ступени "иерархической лестницы" находятся пользователи - разработчики модулей системы, на высшей - пользователи-потребители констант.

Третья подсистема СОКРАТОРА, подсистема ИНДЕКС [11], базируется на двух основных базах данных: LUND - библиотеке ковариационных матриц погрешностей групповых констант и библиотеке оцененных макроскопических экспериментов LEMEX. Основу настоящей версии библиотеки LUND составляют данные о погрешностях групповых констант, приведенные в [13], расширенные на 28-групп и большее число нейтронных сечений.

Библиотека LEMEX содержит данные более, чем о 400 величинах, измеренных на 45 быстрых критических сборках. В LEMEX включены также данные об измерениях сечений на спектрах деления и об измерениях отношений сечений при измерении изотопного состава облученного топлива в зонах реактора БН-350. Данные каждого эксперимента приведены к условиям обчислительной расчетной модели - гомогенной, правильной геометрической формы (обычно сферической) с точечными детекторами и образцами, погрешности экспериментальных данных включают погрешности приведения к условиям расчетной модели. Там же хранятся результаты расчета наблюдавшихся величин по базовой системе константного обеспечения, сейчас это АРАМАКО-С1, а в дальнейшем - мультигрупповая система констант. Характеристики обчислительных моделей хранятся в виде расчетных заданий для программ расчета реакторов и защиты, с их помощью рассчитаны коэффициенты чувствительности измерявшихся

величин к групповым константам. Результаты этих расчетов, выполненных частично на основе обобщенной теории возмущений, а в сложных случаях - путем вариаций констант, хранятся в библиотеке чувствительностей LSENS. Необходимые математико-статистические расчеты выполняются с помощью специализированного комплекса CORE, который используется также и для корректировки групповых констант на основе статистического анализа данных макроскопических экспериментов. Однако получаемые в результате корректировки выводы о необходимом смещении констант используются, как правило, лишь для локализации расхождений между макро- и микроскопическими данными о нейтронных сечениях с целью дальнейшего разрешения выявленных противоречий.

В таблице приведены результаты расчетов модели внутрикорпусной противоактивационной защиты быстрого реактора-размножителя, предложенные М. Сальваторесом [14] для международной тестировки расчетных методов. Защита представляет собой многослойную сферическую оболочку диаметром 20,33 м с центральной полостью диаметром 4,75 м, на поверхности которой находится источник. Первый сферический слой толщиной 1,8 м представляет собой сталь-натриевую защиту (объемное содержание стали 53%), далее идет слой натрия толщиной 5 м, затем 0,5 м зона, имитирующая теплообменники (содержание стали 15%), и наконец слой натрия толщиной 0,5 м. Достигается ослабление потока нейтронов до 10^2 раз (по полному потоку) и до 10^{12} раз (для нейтронов с $E_n > 100$ кэВ).

Расчеты показали, что результаты сильно зависят от способа учета упругого замедления нейтронов. Повышение точности учета упругого замедления в 28-групповом приближении осуществлялось двумя способами. Первый состоял в уточнении сечений упругого замедления на основе предварительной оценки интегральных по геометрическим зонам 28-групповых спектров нейтронов (введение поправочных b -факторов [11]). При втором способе проводился 301-групповой расчет с кусочно-постоянными 28-групповыми сечениями. Проводился также и полный 301-групповой расчет с использованием констант, полученных нами на основе библиотеки файлов оцененных нейтронных данных ENDF/B-4.

В верхней части таблицы приведены результаты расчетов полного потока нейтронов, в нижней части - результаты расчетов потока нейтронов с $E_n > 100$ кэВ. "PO3-6. станд." означает расчет в 28-групповом приближении с

сечениями замедления, усредненными по стандартному спектру [13]; "PO3-6, b_j " - то же, но с учетом поправочных b -факторов; MND/A-301 - групповой расчет с 28-групповыми сечениями; MND/B-4 - 301-групповой расчет на основе ENDF/B-4. В последней строке указывается также диапазон результатов расчета потока нейтронов в рассматриваемой тестовой задаче во многих зарубежных лабораториях.

Результаты различных расчетов потока нейтронов
в расчетной модели внутрикорпусной защиты быстрого реактора,
предложенной М. Сальваторесом

Варианты расчета	Расстояние от центра, см			
	293,5	416,5	668,5	918,5
Полный поток нейтронов				
множитель	10^{12}	10^8	10^6	10^3
PO3-6, станд.	4,3	33	27	60
PO3-6, b_j	4,3	16	8,5	9,8
MND/A	3,9	6	2,1	0,8
MND/B-4	3,7	8,1	5,4	4,9
зарубежные [14]	3,2 - 3,6	4,3 - 6,7	2,4 - 4,3	2,1 - 5,4
Поток нейтронов с $E_n < 100$ кэВ				
множитель	10^{11}	10^7	10^1	10^{-3}
PO3-6, b_j	3,0	2,3	25	16
MND/A	3,1	0,8	2,0	0,01
MND/B-4	3,5	1,5	2,6	0,03
зарубежные [14]	2,6 - 3,3	0,5 - 1,1	1,6 - 7,7	0,04 - 3,6

Как видно из таблицы, многогрупповой расчет без коррекции сечений замедления ведет к колоссальному завышению потока нейтронов во внешнем слое защиты (имитирующем область теплообменников первого контура): полный поток завышается в 30 раз, поток быстрых нейтронов - на три порядка. Введение b -факторов кардинально уменьшает расхождения, но результаты расчетов получаются все же завышенными (правда такой масштаб и характер расхождений представляется, по-видимому, приемлемым с инженерной точки зрения).

Заметим, что в расчете $\rho_{0,0}$ в группах (-1 - 3) поправки не вводились (точнее не уточнялись, т.к. в этих группах в БНАБ используются сечения, усредненные по спектру деления, а не по фермиевскому спектру). Расчет этих факторов в мультигрупповом приближении с константами системы АРАМАКО (MND/A) привел во внешней зоне к потокам, которые представляются несколько заниженными. Наконец, мультигрупповой расчет дал результаты, вполне разумно согласующиеся с совокупностью зарубежных данных. Этот пример, на наш взгляд, иллюстрирует, что область глубокого прохождения через защиту - это именно та область, в которой целесообразность перехода от 28-многогруппового приближения (даже с введением факторов b_j) к мультигрупповому приближению особенно очевидна.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Блохин А. И. и др. Нейтронная физика. М.: ЦНИИАтоминформ, 1988. С.45. Т.1.
2. Nuclear data standarts for nuclear measurements. Vienna, IAEA, 1983, Techn Report 227.
3. Сторм Э., Израэль Х: Сечения взаимодействия γ - излучения. М.: Атомиздат, 1973.
4. Roussin R.W. et al. Description of the DLC-99/HUGO Package of Photon Interaction Data in ENDF/B Format. ORNL/RSIG-46 (ENDF-335), 1983.
5. Кривцов А. С., Сеница В. В., Савоськин М. М. Программное обеспечение задач переработки оцененных нейтронных данных в групповые константы в системе СОКРАТОР. Публикуется в данном сборнике.
6. Cullen D.E. Report of the IAEA Cross-Section Processing Code Verification Project. INDC (NDC) - 170. IAEA. Vienna, 1985.
7. Абагян Л. П., Елкевич М. С. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1981. Вып.1(40). С.39.

8. Гомин Е. А., Майоров Л. В. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1982. Вып. 5(27). С. 70.
9. Дубинин А. А., Кривцов А. С., Савоськин М. М., Барыба М. А., Переработка оцененных ядерных данных в групповые константы для расчета фотонных полей. Публикуется в данном сборнике.
10. Бондаренко И. М., Забродская А. С., Кривцов А. М., Николаев М. Н. // Ядерные константы. 1988. Вып. 2. С. 49.
11. Николаев М. Н., Рязанов Б. Г., Савоськин М. М., Цибуля А. М. Многогрупповое приближение и теории переноса нейтронов. М.: Энергоатомиздат, 1984.
12. Мантуров Г. Н. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1984. Вып. 5(89). С. 20.
13. Абагян Л. П. и др. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
14. Salvatores M. Definition of a Fast Breeder Reactor Benchmark Configuration for Comparison of Shielding Cross-Section Data. // CEA. Cadarache, France, 1982.
15. Пивоваров В. А. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1984. Вып. 4(53). С. 26.
16. Коробейников В. В. МК22П - программа расчета нейтронных полей методом Монте-Карло в подгрупповом приближении: Препринт ФЭИ-1039, Обнинск, 1980.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАДАЧ ПЕРЕРАБОТКИ ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ
В ГРУППОВЫЕ КОНСТАНТЫ В СИСТЕМЕ СОКРАТОР

А. С. Кривцов, В. В. Сеница, М. М. Савоськин
Физико-энергетический институт, г. Обнинск

SOFTWARE FOR PROBLEMS OF EVALUATED NEUTRON DATA PROCESSING TO GROUP CONSTANTS IN SOKRATOR SYSTEM. Consideration is given to the current status of one of the principal parts of SOKRATOR - a MICRO subsystem ensuring the support of evaluated neutron data file libraries and their processing to group constants. A general description of subsystem structure, its capabilities, assignment of individual elements is included. The problems of resonance cross-section structure parameterization are specified, consideration is given to all the means of subgroup parameter derivation available, their comparative characteristics are given. Tracking functions of nuclear data libraries, evaluated data and group functionals testing are described.

Одна из основных частей системы СОКРАТОР [1], подсистема МИКРО состоит из трех основных компонент:

- базы оцененных ядерных данных;
- пакетов прикладных программ по переработке оцененных ядерных данных в групповые константы;
- базы групповых оцененных ядерных данных.

База оцененных ядерных данных состоит из ряда библиотек, каждой из которых присвоено определенное название:

1. *TECHMAT* - содержит файлы данных для природных смесей технологических (неделящихся) материалов.
2. *FISSMAT* - содержит файлы данных для ядер актинилов.
3. *FISPROD* - содержит файлы данных для важнейших ядер продуктов деления.
4. *ISOTOPS* - содержит файлы данных для отдельных изотопов конструкционных и технологических материалов.

5. *MIXMATS* - содержат файлы данных, не вошедших в основную (1-4) библиотеку оцененных ядерных данных (временные версии вновь создаваемых файлов, избранные файлы из зарубежных библиотек, файлы термализации нейтронов и т.п.).

6. *PHOTON* - содержит файлы данных взаимодействия фотонов с веществом.

Программное обеспечение подсистемы МИКРО можно подразделить на три класса: 1) стандартное программное обеспечение поддержки и манипулирования с данными в различных операционных средах; 2) специальные средства для работы с файлами оцененных ядерных данных и 3) средства переработки файлов ядерных данных в групповые константы. На возможностях последних остановимся более подробно.

В подсистеме МИКРО программное обеспечение задач переработки оцененных нейтронных данных в групповые константы состоит из двух пакетов прикладных программ (ППП) ГРУКОН [2] (отечественные разработки) и *NJOY.EC* [3] (адаптация и дальнейшее развитие известных зарубежных комплексов *NJOY* и *TSP* совместно с отечественной программой СПРУТ). Возможности программных модулей в значительной степени перекрываются при обработке следующих файлов библиотек оцененных данных, представленных в формате *ENDF/B*:

файл 1 - специальные величины для нейтронов (среднее число нейтронов на деление и т.п.);

файл 2 - резонансные параметры нейтронных сечений;

файл 3 - таблицы нерезонансных сечений и плавных подложек;

файл 4 - параметры угловых распределений;

файл 5 - параметры энергетических распределений нейтронов для различных типов взаимодействий с ядрами.

С помощью пакетов могут быть получены:

- детальный ход сечений;

- значения сечений, усредненных в заданном групповом разбиении с использованием весовых функций из некоторого стандартного набора (спектры Ферми, Максвелла, Уатта) для всех типов взаимодействия, приведенных в файле и их комбинаций;

- матрицы сечений и средних косинусов межгрупповых переходов при неупругом рассеянии; угловые моменты межгрупповых переходов для заданного числа моментов ($l \leq 20$) при упругом рассеянии;

- факторы резонансной самоэкранировки в зависимости от сечения разбавления, приращения факторов;

- подгрупповые параметры резонансной структуры сечений для заданной температуры среды.

В настоящее время процесс генерации групповых констант по обоим пакетам в значительной степени автоматизирован, т.е. полученные в результате константы не требуют последующего анализа и доработки. Трудности возникают в двух случаях: при расчете функционалов сечений в области неразрешенных резонансов и при получении подгрупповых параметров.

В первом случае использование различных физических приближений, используемых в ГРУКОНе и *NJOY.ES*, при моделировании резонансных особенностей сечения приводят к заметным различиям в значениях факторов резонансной самоэкранировки и их доплеровских приращений, особенно для делящихся ядер и при близких к нулю сечениях разбавления. Переход к строгим физическим моделям существенно повышает трудоемкость вычислений, что не вполне оправдано для программ подобного типа из-за неизбежной погрешности, связанной со статистическим подходом к моделированию сечения в этой области энергий. Реально повысить надежность констант удастся лишь путем подгонки параметров в рамках той или иной модели под результаты непосредственно измеренных функционалов, однозначно связанных с групповыми факторами резонансной самоэкранировки (для функций пропускания и самоиндикации).

Трудности, возникающие при получении подгрупповых параметров, связаны, в первую очередь, с отсутствием количественной формулировки их качества. Как правило, удается получать параметры с приемлемым числом подгрупп при заданной точности аппроксимации факторов самоэкранировки, как функции сечения разбавления. Значительно труднее описать с помощью подгрупповых параметров (с температурно-независимыми долями) температурную зависимость f -факторов. Поиск приемлемого решения требует сложного анализа ситуаций, который пока что может быть выполнен только высококвалифицированным оценщиком [4].

В основе алгоритмов получения подгрупповых параметров в ГРУКОНе положены методы Паде-аппроксимации зависимостей моментов или функций сечения разбавления. В настоящее время реализованы три метода:

- Паде-1 (метод моментов), использующий для определения подгрупповых параметров степенную зависимость моментов ($-5 \leq n \leq 4$) при некотором значении

сечения разбавления, выбор которого осуществляется из условия минимизации максимального отклонения аппроксиманты от исходной функции - фактора самоэкранировки;

- Паде-2, позволяющий определить подгрупповые параметры на основе значений моментов порядка $n=1$ на некотором наборе сечения разбавления; поиск набора, обеспечивающего наименьшую погрешность аппроксимации осуществляется методом дискретной аппроксимации;

- специальный метод одновременной аппроксимации Паде-2 нескольких зависимостей с общим знаменателем.

В ППП *NJOY.EC* для получения подгрупп используется модифицированный модуль *GROUPIE* из комплекса *TSP*. В оригинале *GROUPIE* реализован метод моментов для получения двух подгрупп. В настоящее время можно получить три и более подгрупп. В последнем случае используется метод Левенберга-Марквардта при минимизации квадратичного функционала.

Каждый из выше указанных методов обладает своими достоинствами и своей областью применимости, обусловленной особенностью резонансных сечений. Так, например, метод моментов обеспечивает хорошее качество подгрупповых параметров в тех случаях, когда парциальные сечения корректируют друг с другом; совместная Паде-2 аппроксимация как и метод минимизации квадратичного функционала предпочтительней в случаях, когда из-за интерференционных эффектов наблюдается антикорреляция; алгоритм Паде-2 в "чистом" виде обладает высоким быстродействием. С целью обеспечения надежности результатов программ, подгрупповые параметры определяются последовательно каждым из методов. Конечным результатом являются параметры, гарантирующие заданную точность аппроксимации факторов резонансной самоэкранировки при наименьшем числе подгрупп.

Дублирование ряда функций в независимо разработанных разными авторами программных модулях представляет возможность взаимной тестировки, что очень важно в задачах подготовки групповых констант. В результате почти трехлетней работы по созданию новой версии системы *СОКРАТОР* сложилось естественное разделение функций обоих пакетов: *NJOY.EC* применяется в качестве основного инженерного инструмента при первоначальной генерации констант; *ГРУКОН* используется при обработке нуклидов со сложной резонансной структурой сечений, где необходимо применять нестандартные методы расчета. Кроме того, важными функциями ППП *ГРУКОН* является задача сопровождения

библиотек ядерных данных и задача тестировки оцененных данных и групповых функционалов с привлечением результатов дифференциальных и интегральных экспериментов.

В задаче сопровождения выполняются следующие функции:

- а) редактирование файлов оцененных данных;
- б) дополнение библиотеки данными, полученными на основе уже имеющихся в ней данных, с целью обеспечения ее полноты;
- в) генерация отдельных секций файла на основе более современных данных и замену старых секций на новые;
- г) компиляцию файлов для естественных смесей изотопов на основе имеющихся файлов отдельных изотопов;
- д) "визуализация" параметров файлов, т.е. получение различных характеристик (резонансных интегралов таблиц сечений), которые позволяют получить наглядное представление о качестве файла; вывод таблиц на графопостроитель и т.д.

Для целей тестировки данных в ППП ГРУКОН предусмотрено:

- а) расчет экспериментально измеряемых функций пропускания и самоиндикации в условиях "хорошей" геометрии в зависимости от толщины мишени (фильтра) и температуры;
- б) расчет коэффициентов чувствительности этих функционалов и средних резонансных параметров;
- в) расчет детальных макроскопических сечений для бесконечной среды заданного состава и получения на их основе спектра нейтронов.

ППП *NJOY.EC* имеет следующие дополнительные возможности:

- 1) получение групповых сечений из файлов, представленных в форматах *UKNDL*, *KEDAK* и *ENDL-82* [5];
- 2) представление детального хода сечений в виде гистограммы на основе мультигрупповых данных и подгрупповой аппроксимации резонансного хода сечений ("расставленные подгруппы");
- 3) расчет констант в области термализации нейтронов;
- 4) расчет групповых констант энерговыделения в нейтронных реакциях с учетом всех парциальных процессов, а также с учетом остаточного энерговыделения при радиоактивном распаде ядер-продуктов;
- 5) расчет групповых констант выхода фотонов в нейтронных реакциях;

б) подготовка констант и матриц межгрупповых переходов при фотонных взаимодействиях на основе данных Сторма и Исраэля и данных, представленных в формате ENDF/B.

Результаты переработки базы оцененных ядерных данных в виде групповых констант с представлением резонансной структуры сечений в виде факторов И.И.Бондаренко и/или подгрупповых параметров накапливаются во второй базе данных подсистемы МИКРО. Далее эти данные попадают в бинарный банк данных, структурно принадлежащих подсистеме МАКРО.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Николаев М.Н., Савоськин М.М., Цибуля А.М. СОКРАТОР: Система обеспечения константами расчетов атомных реакторов и радиационной защиты//Доклад на Пятую Всесоюзную научную конференцию по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок./Серпухов:ИФВЭ, 1989.
2. Сеница В.В. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1984. Вып.5. С.34.
3. Кривцов А.С. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1987. Вып.1. С.30.
4. Долгов Е.В., Кошеев В.Н., Сеница В.В. //Материалы 1-ой Международной конференции по нейтронной физике, Киев, сентябрь 1987. /Нейтронная физика. М., 1988. Т.1. С.382.
5. Бадиков С.А., Гай Е.В., Работнов Н.С., Сеница В.В. //Атомная энергия. 1986. Т.60. Вып.1. С.29.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ПЕРЕРАБОТКА ОЦЕНЕННЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ В ГРУППОВЫЕ КОНСТАНТЫ
ДЛЯ РАСЧЕТА ФОТОННЫХ ПОЛЕЙ

А. А. Дубинин , А. С. Кривцов , М. М. Савоськин , М. А. Барыба , С. В. Забродская

Физико-энергетический институт, г. Обнинск

PROCESSING OF EVALUATED NUCLEAR DATA TO GROUP CONSTANTS FOR PHOTON FIELD CALCULATION. The paper deals with the survey of the status of photon radiation field calculation constants adopted in most programs of this country. A 15-group library of photon interaction with matter and a library of BVF (49+15) photon yields are analyzed, emphasis is given to the reasons, for which these libraries no more satisfy the protection physics problems demands to the full extent. Consideration is given to further prospects of developing the libraries of group photon constants and mathematical software of microscopic photon data processing insurance. The comparative estimates of information quality by photon yield in neutron reactions in various libraries of evaluated nuclear data are given.

Константное обеспечение расчётов полей фотонного излучения для широко используемых отечественных программ, предназначенных для проектирования защиты ядерных реакторов, а также для решения различных задач физики, базируется на 15-ти групповой библиотеке констант [1]. Исходными оцененными данными для 15-ти групповой библиотеки послужили опубликованные данные Сторма и Исраэля [2]. В основу этих данных, как и ставших доступными несколько позднее файлов оцененных данных по сечениям взаимодействия фотонов с веществом ENDF/B-IV, были положены оценки, относящиеся к середине шестидесятых годов.

К настоящему времени 15-ти групповая система подготовки констант для расчета полей фотонов по ряду причин перестала удовлетворять запросам задач физики защиты.

Во-первых, как это подчеркивалось и авторами работы [2], точность оцененных данных оставляла желать лучшего. Погрешность сечений, особенно в области значений энергии $E_\gamma < 0,1$ МэВ составляет $\approx 25\%$, а для некоторых элементов может достигать и 100%. В 70-80 гг. появился ряд публикаций с

новыми данными по сечениям взаимодействия фотонов с веществом [3,4]. На основе этих работ были подготовлены новые файлы, вошедшие в библиотеку *MLC 99/HVLO* в формате *ENDF/B-V*. Были проведены и отечественные оценки.

Как показал анализ опубликованных работ, сопоставление их между собой, а также с данными [2], новые библиотеки являются существенно более точными. Эти оценки, как и данные [2], базируются, в основном, на теоретических исследованиях, однако при этом привлекались более точные теоретические соотношения, и по широкому кругу элементов использовались экспериментальные данные, что позволяет надеяться, что даже для значений энергии $1 \text{ кэВ} < E_\gamma < 100 \text{ кэВ}$ погрешность в сечениях не превышает 10%.

В настоящее время в систему СОКРАТОР [5] включены как данные [2], так и данные *ENDF/B-IV*, как компиляция наиболее точных оценок детального хода сечений взаимодействия фотонов с веществом, выполненная в стандартном для СОКРАТОРА формате.

Во-вторых, потребности ряда новых практических задач, в частности, задач расчета полей фотонов, генерируемых продуктами деления, а также другими радиоактивными ядрами, т.е. полей фотонов от низкоэнергетических источников, поставили вопрос о пересмотре групповой структуры библиотеки фотонных сечений в области значений энергии $E_\gamma < 1 \text{ МэВ}$, т.к. принятая в 15-ти групповой системе констант структура групп является слишком грубой для такого типа задач. Выполненные расчетные исследования показали, что ширина групповых интервалов при $E_\gamma \leq 0,75 \text{ МэВ}$ должна быть уменьшена в 4 раза (т.е. 33 группы). При таком увеличении числа групп полные групповые сечения взаимодействия фотонов с веществом при сильных изменениях вида внутригруппового спектра будут изменяться, в основном, в пределах $(1 \pm 3)\%$, что в несколько раз (до порядка) меньше, чем в случае 15-ти групповой системы констант. Актуальным также является уменьшение нижней границы групповой библиотеки до значений $\approx 1 \text{ кэВ}$, что планируется на ближайшее будущее.

И в-третьих, для повышения точности расчета полей фотонов при низкоэнергетических источниках необходим пересмотр основных принципов интерпретации парциальных сечений взаимодействия фотонов с веществом. При подготовке групповой индикатрисы рассеяния низкоэнергетических фотонов нельзя игнорировать энергию связи элементов в атомах. В соответствии с этим сечение рассеяния должно рассматриваться как сумма некогерентного рассеяния

на связанных электронах и когерентного рассеяния на атомах. Неправомочным представляется также рассматривать (как это делалось при подготовке 15-ти групповой библиотеки констант) фотоэффект как чистый процесс поглощения. В индикатрису рассеяния должна быть включена компонента, учитывающая генерацию рентгеновского излучения при фотоэффекте на K -, а для тяжелых ядер на L -оболочках.

Второй по важности проблемой в константном обеспечении задач расчета полей фотонов является, на наш взгляд, разработка и совершенствование библиотеки данных по выходу фотонов при взаимодействии нейтронов с ядрами веществ.

Потребность в надежных данных по выходу фотонов при нейтронных реакциях обусловлена тем, что вторичное γ -излучение вносит заметный, а зачастую и определяющий вклад в характеристики (дозовые, энергетические и др.) полей излучений в различных узлах ЯЭУ.

Не останавливаясь из-за ограниченного объема настоящей публикации на истории вопроса, отметим лишь, что наиболее полной и надежной из отечественных групповых библиотек по выходу фотонов при нейтронных реакциях является библиотека БВФ (49+15) [6].

Подготовленная к 1984 г. библиотека БВФ (49+15) включена в систему подготовки констант для расчета защиты реакторов АРАМАКО-6 и будучи сколлапсированной в (28+15) используется в системе СОКРАТОР.

В качестве исходных данных при создании групповой библиотеки использовались оцененные данные библиотеки *ENDL-78*, как наиболее полной на начало 80-х гг. с вводом данных по выходу фотонов при взаимодействии нейтронов с веществом. Поскольку анализ содержащихся в исходной библиотеке данных показал, что эти данные для большинства элементов противоречивы (не самосогласованы по энергетическим характеристикам нейтронов и фотонов), при подготовке групповой библиотеки они подвергались значительной переработке. В качестве основного принципа при такой переоценке данных использовался принцип балансной согласованности данных по значениям энергии на входном и выходном каналах для каждой их возможных реакций.

Наиболее надежной явилась оценка выхода фотонов при реакциях с испусканием заряженных частиц, что было обусловлено отсутствием в *ENDL-78* данных по энергетическому распределению заряженных частиц. Однако, поскольку вклад таких реакций в полные групповые матрицы выхода фотонов при

неупругих процессах для большинства ядер не превышает 10%, отмеченное обстоятельство практически не отражается на качестве данных [6]. Исключения составляют матрицы выхода фотонов при неупругих взаимодействиях нейтронов с ядрами Si , K , Ca , Ni , для которых вклад реакций с испусканием заряженных частиц в полные матрицы выхода фотонов составляет $\approx 50\%$. Именно для этих ядер была предпринята попытка пересмотра данных, включенных в библиотеку БВФ (49+15), с использованием статистической теории ядерных реакций для оценки энергии, уносимой заряженными частицами, что привело к изменению выхода фотонов при неупругих взаимодействиях нейтронов с ядрами Si , K , Ca , Ni на 20-30% , а для некоторых групп нейтронов даже на 50%.

В последние годы стали доступными еще несколько библиотек оцененных данных, содержащих информацию по вторичному γ -излучению. Дадим их краткую характеристику.

ENDL-84. Расширен количественный состав входящих в эту библиотеку нуклидов (относительно версии 1978 г.). Значительно изменены данные по выходу фотонов при реакциях неупругих взаимодействий, так что энергетические балансы для многих нуклидов выполняются с приемлемой точностью. Однако номенклатура данных такова, что для большинства нуклидов выделяется только радиационный захват ($MT=102$), а все остальные реакции объединяются в неупругие взаимодействия ($MT=3$), так что нет возможности выделить фотоны, вылетающие при какой-либо парциальной реакции.

ENDF/B-IV. По количественному составу нуклидов, эта библиотека наименее представительна. Данные по выходу фотонов в нейтронных реакциях в большинстве случаев также не сбалансированы с соответствующими нейтронными данными. Информация по выходу фотонов при радиационном захвате для многих нуклидов задана только до порога неупругих взаимодействий. Для некоторых нуклидов (например, $Fe-nat$) в этой библиотеке задана детальная зависимость выхода фотонов при радиационном захвате, отражающая вклад в этот процесс различных изотопов, что хорошо согласуется с данными эксперимента. В библиотеке **ENDL**, как правило, эти данные (для $MT=102$) заданы всего лишь в 2-х точках по энергии налетающего нейтрона.

ENDL-82. Данные этой библиотеки заданы в специальном "промежуточном" формате, который максимальным образом упрощен, однако включает в себя некоторые дополнительные средние величины (как функции энергии налетающего нейтрона): энергия вторичных нейтронов, энергия остаточного ядра мишени,

энергия вылетающих фотонов и заряженных частиц. В принципе, для этих величин соблюдается балансное соотношение, однако анализ данных показывает, что эти балансы сделаны в некоторых случаях формальным образом. Например, из данных следует, что для пороговых реакций (n, p) , (n, α) выход фотонов возможен сразу же вблизи порога, хотя очевидно, что для энергий, меньших чем 1-й уровень возбуждения, этого не может быть. В библиотеке формально предусмотрено задание энерго-угловых распределений вылетающих фотонов и заряженных частиц, но фактически распределения для фотонов заданы только для реакции (n, γ) и не приводятся для всех остальных неупругих процессов с вылетом фотонов. По-видимому, данную библиотеку можно использовать только для проверки балансных соотношений и возможных корректировок спектров выхода фотонов, рассчитанных из других библиотек.

Наряду с отмеченными уже выше противоречиями, по-видимому, в приведенных данных в целом существенно занижены значения энергии, уносимой заряженными частицами.

В частности, групповые данные для библиотеки БВФ (49+15) по выходу фотонов при неупругих взаимодействиях нейтронов с ядрами Si , подготовленные с использованием библиотек *ENDL-82* и *ENDL-84*, оказались даже выше данных первой версии библиотеки БВФ (49+15), оцениваемых рядом пользователей как явно завышенные. По составу входящих в библиотеки нуклидов *ENDL-82* и *ENDL-84* почти совпадают.

Библиотека СОКРАТОР [3]. Данные по выходу фотонов в большинстве случаев взяты из библиотек *ENDF/B-IV* или *ENDL*, однако в ней есть и оригинальные данные. Так, например, заслуживает внимание Si (совместная оценка ГДР и СССР), где приводятся данные по выходу фотонов и спектры заряженных частиц для всех парциальных реакций, в которых возможны эти процессы.

Таким образом, несмотря на мощное программное обеспечение системы СОКРАТОР и на наличие новейших библиотек оцененных данных в различных лабораториях мира, задача оценки качества групповых данных остается весьма актуальной.

Основными задачами, на наш взгляд, здесь являются:

- расширение номенклатуры нуклидов, включенных в систему СОКРАТОР;
- сравнительный анализ групповых данных, полученных на основе различных библиотек оцененных данных;
- постановка и расчетно-теоретический анализ специальных макроскопических экспериментов с целью тестировки групповых констант выхода фотонов в нейтронных реакциях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абагян А.А. и др. АРАМАКО-G - система обеспечения константами расчетов переноса гамма-квантов в реакторах и защите: Препринт ИПМ АН СССР № 122. М., 1978.
2. Storm E., Israel H. Photon cross-sections from 001 to 100 MeV for elements 1 through 100. Los Alamos Scientific Laboratory. New Mexico, 1967.
3. Hubbell J.H., Gimm H.A. and Oberfo I. // J. Phys. Chem. Ref. Data. 1980. V.9. P.1023.
4. Hubbel J.H. // J. Phys. Chem. Ref. Data. 1977. V.6. P.615.
5. Николаев М.Н. и др. СОКРАТОР: Система обеспечения константами расчетов атомных реакторов и радиационной защиты // Доклад на 5-ой Всесоюзной научной конференции по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок. / Серпухов: ИФВЭ, 1989.
6. Дубинин А.А., Колесов В.Е., Кривцов А.С. и др. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1986. Вып.2. С.22.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТА
ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ И ПРОТОНОВ С ЭНЕРГИЕЙ до 600 МэВ
В ВЕЩЕСТВЕ

Д. В. Горбатков, В. П. Крючков, Г. И. Семенова

Институт физики высоких энергий, г. Протвино

DEVELOPMENT OF SYSTEM OF TRANSPORT CALCULATION CONSTANTS FOR NEUTRONS AND PROTONS WITH ENERGY UP TO 500 MeV IN MATTER. The paper presents physical model lying in the basis of nuclear constants calculation for neutrons and protons with the energy up to 500 MeV. The architecture of a system of constants and a program system for servicing is described. The access functions developed provide for obtaining group constants in the agreed-upon formats FMAC-M and ANISN.

В последние годы появился большой интерес к ряду прикладных физических задач, связанных с прохождением высокоэнергетических адронов через вещество. Для решения таких проблем как, например расчет радиационной защиты на высокоэнергетических ускорителях протонов, исследование перспектив электроядерного бридинга, расчет эффективности детекторов излучений и пр., необходим корректный расчет переноса нейтронов, протонов и π -мезонов в широком диапазоне энергий. Для нейтронов - это область энергий от тепловой до E_{\max} , для протонов и π -мезонов - от 20 МэВ до E_{\max} . Для указанных задач E_{\max} обычно ≥ 100 МэВ.

Важнейшим элементом программного комплекса является система константного обеспечения для указанной области энергий. Программно-математические аппараты для расчета сечений адрон-ядерного взаимодействия, основанные на теоретических моделях, не могут быть напрямую использованы в программах детерминированного расчета излучений по следующим причинам:

- 1) трудоемкость расчетов по программам, реализующим теоретические модели;
- 2) недостаточная полнота получаемой информации;
- 3) специфические требования к константному файлу при его использовании расчетными программами.

Что касается экспериментальной информации в данной области энергий, то она фрагментарна и не систематизирована, что позволяет использовать ее лишь в качестве тестовых точек. Таким образом, для использования развитого в теории переноса программно-математического аппарата [1,2] необходимо создание константного обеспечения, подобного существующим системам констант для нейтронов и гамма-квантов в реакторной области энергий (например [3,4]). Известны публикации, посвященные описанию таких библиотек, например [5,6]. Однако возросшие требования к точности и полноте данных константной системы не могут быть сегодня вполне удовлетворены указанными библиотеками. Поэтому в данном докладе представлено описание основных принципов и структуры разрабатываемой в ИФВЭ Системы Адронных Констант (САДКО), позволяющей формировать константный файл, удовлетворяющий указанным требованиям. Структурная схема комплекса САДКО представлена на рисунке.

Приведем ниже краткое описание структурных блоков.

1. Для сбора, хранения и работы с файлом экспериментальных значений используется база данных DBASE-3 PLUS. Каждая запись файла относится к одному экспериментальному значению сечения и имеет следующую структуру: тип первичной частицы, ее кинетическая энергия, A и Z ядра, тип вторичной частицы, ее энергия, угол вылета (для дифференциальных сечений), значение сечения, экспериментальная погрешность, методика получения результата, библиография.

Указанный выбор формы организации файла обусловлен широкими программными возможностями, реализованными в DBASE-3, а именно: выборка данных по заданному признаку (например, по типу реакции), вывод на внешнее устройство, редактирование и обработка.

2. В основе программ для расчета дифференциальных сечений лежат следующие модели: оптическая для упругого рассеяния, каскадно-испарительная и каскадно-экситонная для неупругого взаимодействия, а также феноменологические аппроксимации.

3. В этом структурном блоке содержится аппарат для экспертной оценки экспериментальных и расчетных данных и для их аппроксимации с целью получения файла микросечений.

4. Заполняется файл микроконстант для 38 изотопов в специально

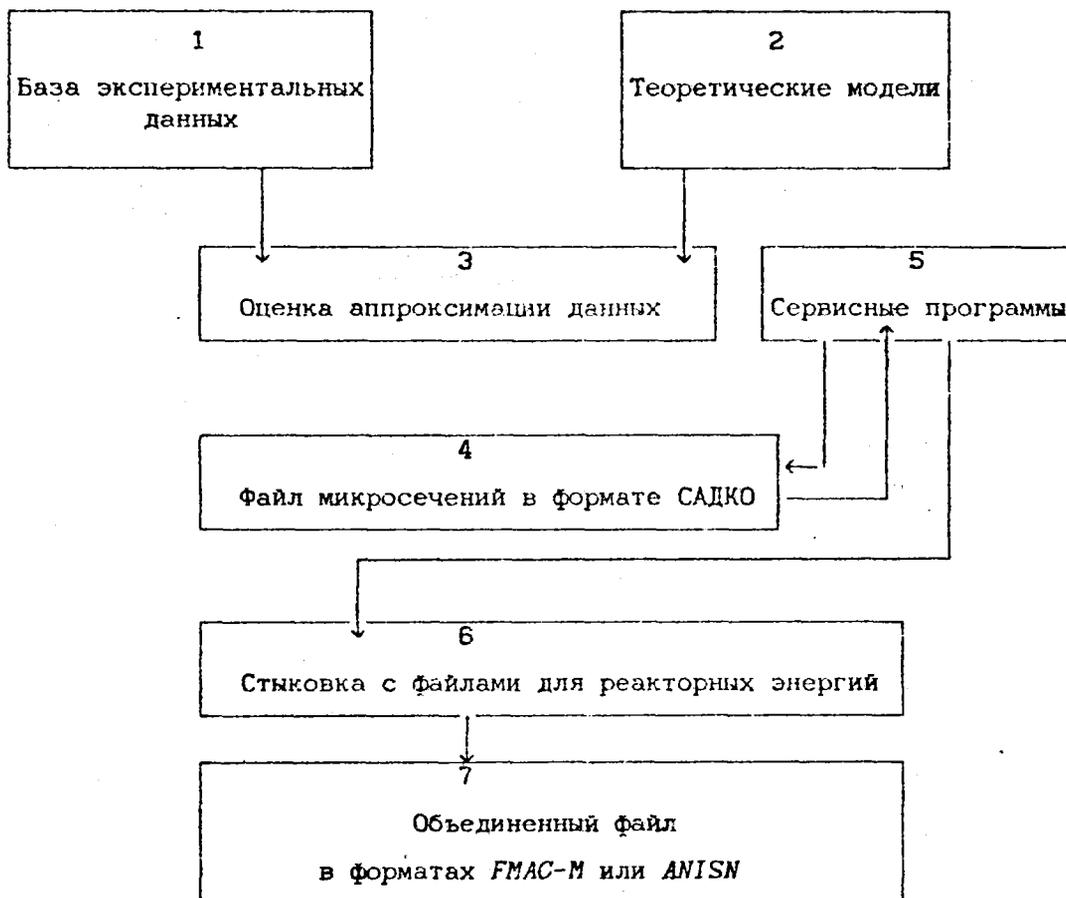
4. Заполняется файл микроконстант для 38 изотопов в специально разработанном формате САДКО. В файле содержится следующая информация: характеристика изотопа; энергетическая сетка; полные упругие и неупругие сечения; внутри- и межгрупповые переходы $i \rightarrow j$, где i и j - тип первичной и вторичной частицы соответственно, заданные как в виде разложения в ряд по полиномам Лежандра, так и в точках по косинусу угла; значения ионизационных потерь $\delta E/\delta x$; керма-факторы.

5. Работа с константным файлом осуществляется посредством сервисных программ, которые позволяют редактировать информацию, извлекать требуемые данные с помощью функций доступа.

6. Блок содержит программы, реализующие алгоритмы расчета групповых макроконстант для высокоэнергетического и низкоэнергетического файла и их стыковку.

7. Объединенный файл, содержащий макроконстанты для смесей и для заданных типов частиц в форматах $^{\circ}FMAC-M$ или $ANISN$ (или для другого заданного формата), позволяющий вести расчет различных функционалов поля излучения для нейтронов с энергией от тепловой до E_{\max} , и заряженных частиц от 20 МэВ до E_{\max} программами, реализующими детерминированные методы.

Разрабатываемая версия САДКО имеет следующие основные параметры: максимальная энергия первичной частицы - 600 МэВ; тип частиц - n, p ; число групп для протонов -33, для нейтронов-204, из них -33 высокоэнергетических (разбиение в диапазоне 17-600 МэВ равномерное в шкале летаргии) и 171 с энергией <17 МэВ (использовано разбиение $VITAMIN-C$ [7]); число значений индикатрисы, заданной по точкам косинуса - 14, принятый максимальный порядок полинома Лежандра - 9).



Структурная схема комплекса САДКО

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Волощенко А.М., Дубинин А.А., Кондратенко Е.П. //Всесоюз. научная конф. по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок. /Серпухов:ИФВЭ, 1989.
2. Engle W.W. A Users Manual for ANISN Union Carbide Corporation K-1693, 1967.
3. Базазянц Н.О., Вырский М.Ю. и др. "АРАМАКО-2F" - система обеспечения нейтронными константами расчетов переноса излучения в реакторах и защите. М.: ИПМ АН СССР, 1976.
4. Green N.M., Ford W.E. et al. AMPX: A Modular Code System Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from ENDF/B. ORNL/TM-3706, 1976.
5. Крючков В.П. Препринт ИФВЭ ОРИ 80-35. Серпухов, 1980.
6. Alsmiller R.G. and Barish J. //Nucl.Sci.Eng. 1982. V.80. P.448.
7. VITAMIN-C, 171 Neutron, 36 Gamma Ray Group Cross Sections in AMPX and CCCC Interface Formats for Fusion and LMFBR Neutronics. DLC-41. Radiation Shielding Information Centre, Oak Ridge National Laboratory, 1977.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ХАРАКТЕРИСТИКИ РАЗРАБАТЫВАЕМОЙ БИБЛИОТЕКИ
КОНСТАНТ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ
В ОБЛАСТИ ЭНЕРГИЙ ($10^2 - 10^8$) эВ

А. Ф. Аккерман, А. М. Волощенко, А. Л. Гибрехтерман, В. П. Глумов,
С. И. Хлупин, Н. Н. Чабдарова, Г. Я. Чернов, М. А. Чубисов, М. М. Юлдашев

Институт физики высоких энергий АН Казахской ССР, г. Алма-Ата

CHARACTERISTICS OF LIBRARY OF CHARGED PARTICLES/MATTER INTERACTION CONSTANTS UNDER DEVELOPMENT IN ENERGY RANGE (10^2-10^8) eV. The papers discuss the main characteristics of a system of constants under development for electron and ion transport calculations in a matter in the Monte-Carlo method, as well as the discrete ordinate method in the energy range (10^2-10^8) eV. The principles of data base creation and methods of the access to information of a given system of constants are formulated.

Одним из основных компонентов вычислительного эксперимента (ВЭ) по расчету переноса излучения, использующего как численные методы решения кинетического уравнения, так и метод Монте-Карло, является исходная информация о процессах взаимодействия частиц с веществом. Оформленная в виде базы данных такая информация уже давно используется при решении задач замедления нейтронов и переноса фотонов. Быстрый рост количества задач, связанных с прохождением заряженных частиц через вещество, выдвинул аналогичную проблему и для этого вида излучения.

Приходится, однако, констатировать, что столь же надежных данных о сечениях взаимодействий, как в случае нейтронов и фотонов, для заряженных частиц-электронов и ионов в настоящее время нет, несмотря на широкий фронт экспериментальных и теоретических работ в этой области. Причина этого заключается в сложности описания и интерпретации данных, полученных при взаимодействии многоэлектронных систем. Тем не менее, имеющиеся в настоящее время данные по характеристикам взаимодействия обеспечивают неплохое согласие (обычно в пределах 10-20%) результатов вычислительного и натурального экспериментов. Это, в свою очередь, обуславливает актуальность задачи создания базы данных для заряженных частиц.

В ИФВЭ АН КазССР разработан прототип такой базы, включающий данные о сечениях "элементарных" процессов взаимодействия электронов с 22 элементами периодической системы и в диапазоне энергий (10^2-10^7) эВ.

В докладе обсуждается содержание базового файла данных, включающего характеристики взаимодействия фотонов, электронов (позитронов) и ионов с 40 элементами в области энергий (10^2-10^8) эВ, а также комплекс программ, осуществляющих доступ к базовому файлу данных.

СОДЕРЖАНИЕ БАЗОВОГО ФАЙЛА

Для каждого из 40 элементов содержится следующая общая информация:

- а) порядковый номер, изотопный состав, плотность, температура плавления, удельная теплоемкость при нормальных условиях;
- б) распределение электронов по оболочкам (подоболочкам) и соответствующие энергии связи;
- в) средний ионизационный потенциал.

Мы считаем, что дифференциальные и полные сечения процессов взаимодействия должны быть представлены в виде аналитических формул, даваемых теорией, аппроксимирующих выражений, если сечения представлены в табулированном виде. В последнем случае применяется сплайн-аппроксимация. Это позволит максимально сократить необходимый объем памяти. Предусмотрены соответствующие комментарии, указывающие границы применимости приводимых выражений, множители перевода в нужную систему единиц, точность аппроксимаций и др.

Характеристики взаимодействия, включенные в базу данных, приведены в табл. 1. Отметим, что в ней не нашли пока отражение сечения ядерных взаимодействий. Следует заметить, что в рассматриваемом диапазоне энергий они намного меньше сечений других каналов взаимодействия и их учет в уравнении переноса, за исключением случаев расчета вторичных излучений, несуществен.

Обзор современных методов расчета сечений взаимодействий фотонов можно найти в работах [1-3], электронов в области низких энергий в [4-6], ионов в [7]. На рис. 1 сравниваются результаты расчетов полных пробегов неупругого рассеяния электронов с энергией 15 кэВ на атомах различных монокристаллических мишеней с данными эксперимента [8]. Видно, что практически для всех элементов наблюдается согласие в пределах 10% точности.

Таблица 1

Элементарные процессы взаимодействия, включенные в базу данных

Фотоны	Электроны	Ионы
<p>1. Дифференциальные сечения:</p> <p>а) некогерентного рассеяния;</p> <p>б) когерентного рассеяния;</p> <p>в) фотоэффекта;</p> <p>г) рождения пар;</p> <p>д) фотоядерного процесса.</p> <p>2. Интегральные сечения этих процессов:</p> <p>а) по видам взаимодействия;</p> <p>б) полные.</p>	<p>1. Дифференциальные сечения неупругого рассеяния по каналам:</p> <p>а) плазменного возбуждения;</p> <p>б) одночастичного возбуждения;</p> <p>в) ионизации по оболочкам (а и б-для конденсированных тел);</p> <p>г) рассеяния на свободном электроны (релятивистское сечение).</p> <p>2. Дифференциальные сечения упругого рассеяния:</p> <p>а) эмпирические формулы для экранированного ядра ($E_e < 250$ кэВ);</p> <p>б) эмпирические формулы для множителя Мотта (неэкранированное ядро, $E_e < 250$ кэВ).</p> <p>3. Дифференциальные сечения тормозного излучения:</p> <p>а) сплайн-аппроксимация дифференциального по энергии сечения;</p> <p>б) эмпирические соотношения для дифференциального по углу сечения.</p> <p>4. Вероятности радиационных и оже-переходов по оболочкам</p>	<p>1. Дифференциальные сечения ионизации атомов по оболочкам для легких ионов.</p> <p>2. Формулы для расчета потерь энергии как функции прицельного параметра.</p> <p>3. Дифференциальные сечения упругого кулоновского рассеяния:</p> <p>а) сплайн-аппроксимация дифференциального по углу (переданной энергии) сечения для различных потенциалов ион-атом атомных взаимодействий;</p> <p>б) эмпирические формулы для функции кулоновского рассеяния в формуле Линдхарда.</p>

На рис.2 сравнивается энергетическая зависимость сечения упругого рассеяния электронов на атомах углерода с экспериментальными данными. На рис.3 показаны результаты расчета приведенных сечений ионизации атомов C, Si, Ag протонами разных энергий по различным теоретическим моделям вместе с экспериментальными данными. И в этом случае достигается вполне удовлетворительное согласие. Имеется много косвенных расчетов, связанных с переносом частиц, которые приводят к прекрасному согласию с экспериментом [9-11]. В ряде вычислительных схем теории переноса заряженных частиц используются средние на единицу длины, удельные и другие характеристики потерь энергии в упругих и неупругих процессах. Включенные в базу данных такие характеристики приведены в табл.2.

Таблица 2

Тормозные способности заряженных частиц, включенные в базу данных

Электроны	Ионы
1. Тормозная способность электронов (позитронов) относительно неупругих потерь для энергий $E_e > 20$ кэВ.	1. Эмпирическая формула для электронной тормозной способности ионов H и He.
2. Эмпирические соотношения для электронной тормозной способности электронов с $E_e < 20$ кэВ.	2. Формулы для расчета эффективного заряда иона и тормозной способности многозарядных ионов.
3. Эмпирические формулы для радиационной тормозной способности.	3. Эмпирические формулы для расчета тормозной способности ионов относительно упругих соударений.

СТРУКТУРА БАЗЫ ДАННЫХ

Схематически она показана на рис. 4. Программы доступа к базовому файлу обеспечивают получение исходной информации, необходимой для работы основной программы, реализующей ВЭ.

Программа 1 осуществляет расчет групповых констант и может быть помещена в среду *GNDL*. Работает совместно с программами *PO3-6*, *ANISN* и др. Программа 2 производит вычисление функций многократного упругого рассеяния электронов и ионов Мольера, Гоудсмита-Саундерсона, используя дифференциальные сечения упругого рассеяния, и функции распределения потерь энергии в неупругих процессах Ландау, Блунка-Лейзеганга, Вавилова. Эта программа работает совместно с монте-карловской основной программой.

Программа 3 рассчитывает интегральные функции для осуществления розыгрышей в монте-карловской программе из исходных дифференциальных распределений, если не используется методика исключения.

Программы 4 и 5 обеспечивают расчет групповых констант, функций многократного рассеяния и тормозной способности электронов и ионов в неомогенных средах.

Возможны и другие программы, использующие базовый файл. Важно подчеркнуть, что обращение к последнему осуществляется только через программы доступа. Предусмотрены возможности корректировки данных базового файла по мере получения новых экспериментальных или расчетных значений сечений.

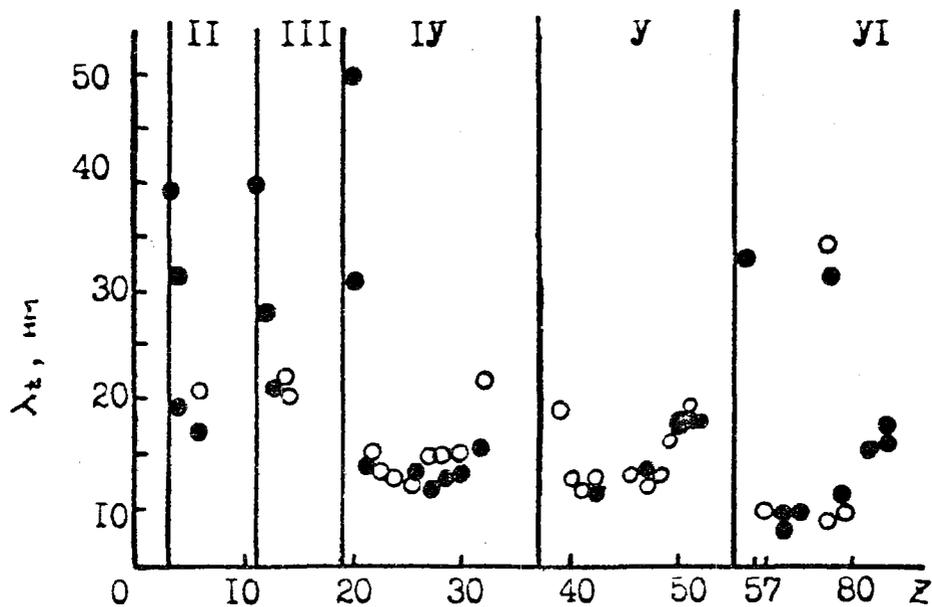


Рис 1. Сопоставление результатов расчета длины свободного пробега по отношению к неупругому рассеянию (сплошные кружки) с данными эксперимента (светлые кружки) для энергий электронов 15 кэВ. Римские цифры - группы элементов

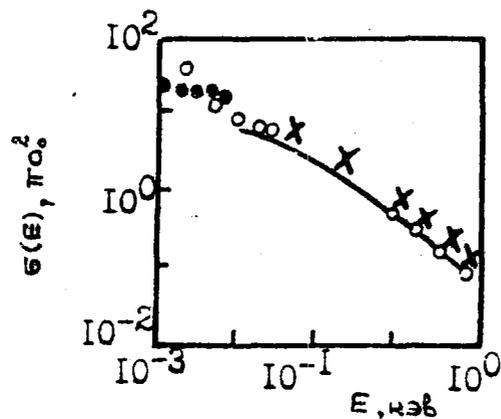


Рис 2. Энергетическая зависимость полных сечений упругого рассеяния электронов на атомах углерода. Открытые и зачерненные кружки - экспериментальные данные, кресты - расчет по нашей программе ESCAT. Сплошная кривая - принятые значения

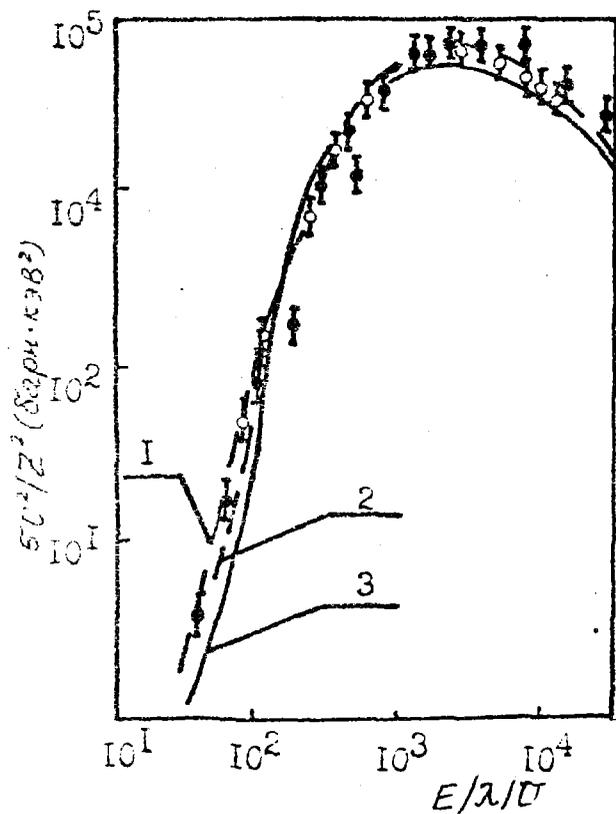


Рис 3. Сопоставление расчетных сечений ионизации протонами атомов *C*, *Si*, *Ag*, полученных в рамках *ECPSSR*-теории (кривые: 1 - для *Ag*, 2 - для *C* и *Si*) и *BEAA*-приближения Гривиньского (кривая 3) с экспериментальными данными (точки)

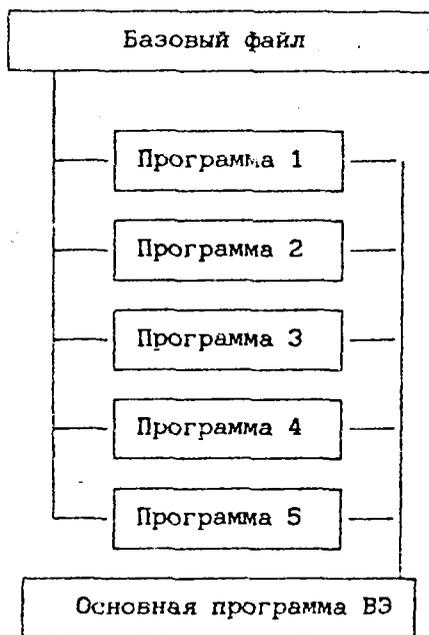


Рис. 4. Схема базы данных

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Аккерман А.Ф., Грудский М.Я., Смирнов В.В. Вторичное электронное излучение из твердых тел под действием гамма-квантов. М.: Энергоатомиздат, 1986.
2. Hubbel J.H., Veigele W.J., Briggs E.A. e.a. // J. Phys. Chem. Ref. Data. 1975. V.4. No 3. P.471.
3. Таблицы и формулы рентгеноспектрального анализа: Методические рекомендации /Под ред. Н.И. Комяка. Л.: ЛНПО "Буревестник", 1981. Вып. 2.
4. Walker D.V. // Adv. Phys. 1971. V.20, No 85. P.257.
5. Хлупин С.И., Аккерман А.Ф. Средние пробеги электронов с энергией (0,1+100) кэВ до неупругого рассеяния в веществе. 1. Моноатомные мишени: Препринт ИФВЭ АН Каз. ССР 84-21. Алма-Ата, 1985.
6. Pratt R.H., Tseng H.K., Lee C. e.a. // Atom. Data Nucl. Data Tables. 1977. V.20, No 2. P.175.
7. Кумахов М.А., Комаров Ф.Ф. Энергетические потери и пробеги ионов в твердых телах. Минск: Изд-во БГУ им. В.И. Ленина, 1979.
8. Артемьев В.П., Игошин С.И., Макаров В.В. и др. // Физ. твердого тела. 1987. Т. 29. Вып. 2. С. 2223.
9. Akkerman A.F., Gibrekhterman A.L. // Nucl. Instr. Meth. 1985. V. B6, No 3. P.496.
10. Аккерман А.Ф., Аккерман С.А. // Поверхность. 1988. № 10. С. 112.
11. Лизунов Ю.Д., Рязанов А.И. // Поверхность. 1987. № 5. С. 121.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ДИНАМИЧЕСКИЙ АРХИВ КОНСТАНТ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПЕРЕНОСА
ФОТОНОВ В ГЕТЕРОГЕННЫХ СРЕДАХ

А. И. Кирдин

Харьковский государственный университет

DYNAMIC ARCHIVE OF CONSTANTS FOR PHOTON TRANSPORT SIMULATION IN HETEROGENEOUS MEDIA. The composition and structure of data for a dynamic archive of constants being developed on the source information on the materials utilized are described. It is based on multigroup photon interaction constants for the materials and elements comprising them. A steady archive STORM containing photon interaction cross-sections with the energy 1 keV - 100 MeV for 100 elements, electron shell ionization energy, relative intensities of radiative transitions is a reference one for it. The dynamic archive incorporates: for the material - total mass attenuation factors, density, element - weight composition; for the elements - total mass attenuation factors, coherent, non-coherent scattering, photoeffect, fluorescence, shell ionization energies, total and partial probabilities of photoeffect and fluorescence, radiative transition probabilities. The dynamic archive ensures computer resource saving, variable energy range of group approximation and its subdivision to groups. The programming language is PL optimized for ES-series computer.

Динамический архив констант предназначен для обеспечения атомными константами программ, осуществляющих статистическое моделирование (имитацию) переноса рентгеновского излучения в гетерогенных материалах со сложным (многоэлементным) составом. Его основу составляют многогрупповые константы взаимодействия для материалов и элементов.

Особенности задачи моделирования во многом определяют структуру данных архива. Основными процессами взаимодействия рентгеновских квантов являются когерентное и некогерентное рассеяние на связанных электронах атомов и фотоэлектрическое поглощение с возможной последующей рентгеновской флуоресценцией. Поэтому архив содержит для элементов полные массовые коэффициенты ослабления, фотоэффекта, когерентного и некогерентного рассеяния, флуоресценции. Кроме того, в его состав входят энергии ионизации E_i оболочек атома, если их величина более 1 кэВ, отношения сечений

фотоэффекта ниже и выше края фотопоглощения, вероятности радиационных переходов в результате фотоэффекта для отдельных электронных оболочек. Архив содержит полные вероятности фотоэффекта и флуоресценции для совокупности оболочек с $1 \text{ кэВ} < E_1 < E$, где E - энергия кванта, и парциальные вероятности фотоэффекта на отдельных оболочках, а также вероятности радиационных переходов между оболочками. Для материалов архив содержит элементно-весовой состав каждого материала (от 1 до 20 элементов), плотность, полные массовые коэффициенты ослабления.

Базовым для динамического архива является стационарный банк данных *STORM*, содержащий массовые коэффициенты взаимодействия фотонов с энергией 1 кэВ-100 МэВ для 100 элементов из работы [1] и относительные интенсивности радиационных переходов из работы [2]. По данным стационарного банка данных и исходной информации о количестве и составе используемых материалов вычисляются многогрупповые константы взаимодействия фотонов для материалов и входящих в их состав элементов. В диапазоне энергий фотонов 1 кэВ - 5 МэВ используется групповое приближение из 361 группы. Ширина интервала по энергии для группы выражается кусочно-постоянной функцией, зависящей от энергетического положения интервала. Чем ниже энергия квантов, тем меньше ширина интервала. Выбор ширины интервала осуществляется в соответствии с приведенной таблицей и обеспечивает согласованность погрешности группового приближения констант и погрешности имитации за счет неточности констант стационарного банка.

Столь подробное разбиение энергетического диапазона моделирования преследует цель корректного учета эффектов поглощения и флуоресценции для низкоэнергетических рентгеновских квантов в материалах. Все стандартные табличные значения энергии банка *STORM* соответствуют центрам интервалов разбиения на группы. Внутри интервала группового приближения массовый коэффициент взаимодействия фотонов при имитации считается постоянным, а его величина соответствует энергии середины интервала. Как правило, величина погрешности коэффициентов за счет группового приближения в каждом интервале существенно меньше погрешности их табличных значений в банке *STORM*. При вычислении значений групповых массовых коэффициентов взаимодействия фотонов используется линейная интерполяция их зависимостей от энергии в дважды логарифмическом масштабе.

**Ширина интервала группового приближения массовых коэффициентов
взаимодействия фотонов в зависимости от энергии квантов**

Диапазон энергий квантов для группового приближения, кэВ	Ширина интервала группового приближения, кэВ	Диапазон энергий	Ширина интервала
0,95 - 5,05	0,100	302,5 - 315	6,25
5,05 - 5,3	0,125	315 - 505	10,0
5,3 - 10,1	0,200	505 - 530	12,5
10,1 - 10,75	0,325	530 - 1010	20
10,75 - 50,25	0,500	1010 - 1075	32,5
50,25 - 51,5	0,625	1075 - 2025	50
51,5 - 100,5	1,0	2025 - 2150	62,5
100,5 - 103	1,25	2150 - 3050	100
103 - 201	2,0	3050 - 3300	125
201 - 207,5	3,25	3300 - 5100	200
207,5 - 302,5	5,0		

Для интервалов, содержащих один или два края фотопоглощения, значение массового коэффициента вычисляется усредненно таким образом, что площади под кривой и гистограммой зависимости массового коэффициента взаимодействия от энергии в интервале равны между собой.

Полные массовые коэффициенты флуоресценции вычисляются как произведение полных массовых коэффициентов фотоэффекта на полную вероятность испускания флуоресцентных квантов с энергией выше 1 кэВ для совокупности оболочек с $1 \text{ кэВ} < E_1 < E$ (E - энергия кванта, E_1 - энергия ионизации оболочки).

Задание на создание динамического архива констант для имитационных программ выполняют программы обслуживания архива. Программы обслуживания динамического архива обеспечивают ввод первичной информации об элементарно-весовом составе используемых в конкретном расчете материалов, формируют каталог элементов, входящих в состав материала, осуществляют расчет значений групповых коэффициентов в соответствии с заданным

энергетическим диапазоном моделирования и его разбиением на группы. Они формируют содержимое архива для материалов и элементов и записывают содержимое архива на магнитный диск, после чего данные архива считываются основной программой, осуществляющей имитацию переноса фотонов в материалах, и используются в процессе расчета конкретного варианта. Для следующего варианта задачи моделирования динамический архив формируется заново.

Программы обслуживания обеспечивают корректировки данных архива, печать его содержимого, "выключение" отдельных типов взаимодействия путем зануления сечений для них. Язык программирования программ обслуживания ПЛ оптимизированный для ЕС ЭВМ.

Объем используемых ресурсов ЭВМ существенно зависит от исходных данных задачи имитации. Стационарный банк *STORM* занимает объем памяти около 230 Кбайт на магнитном носителе. При разбиении энергетического диапазона моделирования на 361 группу длина структуры данных для одного элемента составляет 6,6 Кбайт, а для одного материала 1,6 Кбайт.

Опыт эксплуатации динамического архива констант с комплексом *GETER-2* показал его надежность, удовлетворительную точность групповых констант, рациональность и удобство стыковки с моделирующими программами.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Стром Э., Израэль Х. Сечения взаимодействия гамма-излучения (для энергий 0,001-100 МэВ и элементов с 1 по 100): Справочник/Пер.с англ. М.: Атомиздат, 1973. С.256.
2. Storm E., Israel H. I., Nuclear Data Tables, 1970, sec. A 7, No 6, 565.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ОКС-5.0 - ПАКЕТ ПРОГРАММ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ

А. М. Волощенко, Э. Х. Кац, Э. С. Луховицкая, Г. М. Олейник-Овод,
Н. Б. Фейгельсон

Институт прикладной математики им. М. В. Келдыша АН СССР, Москва

OXS-5 - PROGRAM PACKAGE OF CONSTANTS SYSTEM. The paper presents a synopsis of the OXS-5.0 program designed for convenient operation of diverse systems of constants on the BESM-6 computer.

Программа ОКС-5.0 (объединенная система константного обеспечения) является современной версией программы ОКС-3.0, эксплуатируемой с 1983 г., и имеет ряд дополнительных возможностей. Ниже приводится аннотация программы.

Постановка задачи. Программа ОКС-5.0 предназначена для удобной эксплуатации различных константных систем на ЭВМ БЭСМ-6. Версия ОКС-5.0 включает в себя следующие константные системы: семейство константных программ АРАМАКО, использующих библиотеку констант БНАБ-78, 49-ти групповую систему констант с библиотеками БНД-49 и БВФ, систему расчета термализационных констант *TERMAC*. Кроме того, в ОКС-5.0 включены библиотека керма-факторов и библиотека констант для запаздывающих нейтронов *DELNEU*.

Константы, полученные с помощью ОКС, могут быть использованы как в задачах радиационной защиты, так и в задачах расчета реактора.

ОКС-5.0 позволяет получать нейтронные, n - γ и γ -константы в следующих комбинациях (по нейтронам и фотонам): $26n$, $28n$, $49n$, $26n+15\gamma$, $49n+15\gamma$, 15γ . Кроме того, в ОКС-5.0 реализована сшивка АРАМАКО+*TERMAC*, позволившая существенно повысить точность расчетов нейтронных полей в области термализации 0-5 эВ.

ОКС-5.0 позволяет формировать файлы константы в различных форматах (*FMAC5A*, *ROZ-6*, *FMAC-M*), готовить сопряженный и объединенный файлы констант, регулировать порядок P_L -приближения индикатрисы рассеяния, проводить распечатку формируемых файлов в удобном для пользователя виде, осуществлять ряд других сервисных функций.

Метод решения. При подготовке констант используются алгоритмы, заложенные в адаптированные в ОКС-5.0 системы констант. ОКС-5.0 обеспечивает доступ к основным параметрам, задающим режимы формирования констант в исходных константных системах.

Ограничения сложности задачи. Ограничения, имеющиеся в ОКС-0.5 по числу композиций, изотопов, порядку индикатрисы рассеяния, обусловлены, в основном, ограничениями, имеющимися в исходных константных системах, а также ограниченностью памяти БЭСМ-6. Так, в версии АРАМАКО с 26 или 28 группами индикатриса рассеяния может быть задана не более, чем в P_5 -приближении, БНД-49 - не более, чем в P_{11} , АРАМАКО-G (15γ) - не более, чем в P_9 -приближении. Ограничения по числу композиций и изотопов отчасти снимаются путем использования оператора *JOIN*, объединяющего два файла *FMAC5A* в один, имеющий суммарное число композиций.

Типичное время счета. Типичное время работы ОКС-5.0 составляет 2-8 мин для $26n$, $28n+15\gamma$ -расчета и 5-20 мин для $49n+15\gamma$ -расчета констант. Время подготовки констант существенно зависит от числа групп, композиций, изотопов, сложности генерируемой цепочки, наличия вызова программы *TERMAC* и используемой при этом вызове модели расчета констант и т. д.

Особенности программы. Специально для ОКС разработан расширяемый входной язык задания начальных данных. Задание для системы ОКС представляет собой последовательность операторов. Операторы задают некоторые действия (например, обращение к той или иной константной программе, преобразование формата и т. п.) или описывают наборы данных. В целом пакет начальных данных для ОКС-5.0 является достаточно простым и наглядным.

Режим работы пользователя с ОКС-5.0, в основном, пассивный. Диалог, прямой доступ к рассчитываемым константам в ОКС-5.0 отсутствуют.

Вспомогательные и сопутствующие программы. В ОКС-5.0 включено большое количество сервисных программ, в том числе разработанные А. В. Швецовым программа *AFMACM* создания сопряженного файла и программа *UNIFM* создания объединенного n - γ -файла констант в формате *FMAC-M*.

ОКС-5.0, в основном, используется в сочетании с программами, решающими задачи из области физики защиты: РОЗ-6.3, РОЗ-6.4, РОЗ-11, РАДУГА, ЗАКАТ-2 и др.

Состояние программы. Программа находится в стадии производственной эксплуатации. Постановка задачи описана в [1], инструкция для пользователя в [2,3]. Инструкция для пользователя, отражающая текущее состояние системы, может быть распечатана с МЛ ОКС-5.0.

Требования к ЭВМ. Оперативная память 32К, 120 трактов МБ (170 трактов МБ при подготовке констант с учетом термализации), от 32 до 600 К рабочей памяти на МЛ, от 10 до 100 К на МЛ для файла констант.

Языки программирования. ФОРТРАН-ЦЕРН, ФОРТРАН-77, Автокод БЕМШ.

Операционная система. ОС ДИСПАК и "Дубна", мониторные системы "Дубна", МОНИТОР-80.

Дополнительная информация. Программа написана по модульному принципу и использует оверлейную структуру загрузки.

Авторы программы. Т. М. Владимирова, А. М. Волощенко, Т. Г. Исаенко, Э. Х. Кан, Э. С. Луховицкая, Г. М. Олейник-Овод, Н. Б. Фейгельсон.

Имеющиеся материалы. МЛ с персональной библиотекой, библиотеками констант для задач $26n$, $28n$, $49n$, $26n+15\gamma$, $28n+15\gamma$, 15γ ; МЛ с задачей $49n+15\gamma$; МЛ с задачей $26n$ или $28n+TERMAC$; тестовые задачи и инструкция для пользователя на МЛ.

Рубрики и ключевые слова. С, J. Neutron and photon constant system, shielding.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гермогенова Т. А., Корягин Д. А., Луховицкая Э. С., Николаев М. Н., и др. Объединенная система константного обеспечения - ОКС. Общее описание: Препринт ИПМ АН СССР № 140, 1979.
2. Волощенко А. М., Гермогенова Т. А., Исаенко Т. Г. и др. Объединенная система константного обеспечения - ОКС. Версия 3.0: Препринт ИПМ АН СССР № 20, 1984.
3. Владимирова Т. М., Волощенко А. М., Исаенко Т. Г. и др. *TERMAC* в системе ОКС: Препринт ИПМ АН СССР № 193, 1987.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННАЯ БИБЛИОТЕКА КОНСТАНТ
ДЛЯ РАСЧЕТОВ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В. В. Болятко, В. П. Машкович, В. А. Неретин, В. И. Савицкий, А. А. Строганов

Московский инженерно-физический институт

PROBLEM-ORIENTED LIBRARY OF CONSTANTS FOR FAST NEUTRON REACTOR SHIELDING CALCULATION. The multigroup problem-oriented library of constants for calculations of fast neutron reactor shielding is presented. When creating the library the use has been made of a multigroup analysis of sensitivity and error in the main functionals of operating reactor radiation field. The VITAMIN-C multigroup library was the basis of creating the problem-oriented library. The library contains micro-cross-sections of structural elements and macro-cross-sections of basic radiation shield materials, is supplemented with detector response functions. The multigroup library in the discrete ordinate format (ANISN-format) enables the radiation field functions to be calculated with an insignificant (compared to a multigroup calculation) increase of a constant constituent of calculation error.

Защита современных ядерно-технических установок представляет собой весьма сложную композицию. Ее описание одномерной геометрией дает лишь общие представления о формировании поля излучения в определенном направлении.

Переход к двух- или трехмерной геометрии задачи значительно увеличивает объем вычислительных операций, требует больших ресурсов ЭВМ, особенно при мультигрупповых расчетах поля излучения в защите. Для уменьшения затрат на проведение расчетов общепринятым является создание специализированных многогрупповых библиотек сечений, предназначенных для определенного класса близких задач (класса установок). Такие библиотеки называют проблемно-ориентированными библиотеками констант [1]. В данной работе описана созданная проблемно-ориентированная библиотека констант для расчетов радиационной защиты реакторов на быстрых нейтронах - ПРОБА-БН.

В качестве базовых композиций при создании библиотеки были выбраны тестовые модели (см. рис.1), представляющие в одномерной сферической геометрии защиту энергетических реакторов на быстрых нейтронах с интегральной компоновкой в различных направлениях от активной зоны на теплообменник [2,3]. Исследовался широкий круг функционалов поля излучения: радиационное повреждение стали, оцениваемое по потоку нейтронов с энергией $E \geq 0,1$ МэВ; активация натрия в теплообменнике; активация элементов конструкций и энерговыделение, оцениваемое по отклику "1/v" и некоторые другие.

Основой для создания ПРОБА-БИ послужила мультигрупповая ($171n^*$) библиотека констант VITAMIN-C [4] в основном формате. Данная библиотека ориентирована на решение задач реакторов деления и синтеза, содержит подробную информацию по парциальным сечениям, факторам резонансной экранировки. Групповое разбиение библиотеки имеет детальную структуру в области резонансов и антирезонансов в сечении основных элементов реакторостроения. Библиотека широко используется как за рубежом, так и у нас в стране в практике расчетов защиты и создания проблемно-ориентированных наборов сечений.

При создании проблемно-ориентированной библиотеки констант особое внимание было уделено выбору весовых функций усреднения сечений, необходимости введения детальной пространственной зависимости сечений, а также вопросу выбора групповой структуры библиотеки с использованием анализа чувствительности и погрешности основных функционалов поля излучения работающего реактора [5].

В настоящее время при усреднении групповых констант наиболее часто используются следующие два подхода:

1. Из тех или иных физических соображений в качестве весовой функции выбирают характерный спектр (XS) для данной задачи или класса задач [6].

2. В качестве весовой функции используют интегральный по зоне спектр (ИС) [7].

* 171 группа по энергии нейтронов.

Оба эти подхода обладают существенными недостатками. Первый основывается лишь на физической интуиции исследователя, и нельзя заранее оценить, насколько удачен такой выбор. Второй подход не принимает во внимание пространственное изменение ценности частиц, что в случае протяженных гомогенных зон может приводить к значительным погрешностям расчета и необходимости перехода к более детальному пространственному разбиению зон [7].

При подготовке проблемно-ориентированной библиотеки констант в настоящей работе предложено выбирать весовые функции с учетом пространственного изменения полной ценности нейтронов. Это приводит к формулам усреднения групповых сечений с интегральной по зоне формой спектра (ИФС) излучения

$$W_{V_n}(E) = \int_{V_n} d\vec{r} \frac{\varphi(\vec{r}, E)}{\int_0^{\infty} \varphi(\vec{r}, E) dE}, \quad (1)$$

где $W_{V_n}(E)$ - весовая функция усреднения для зоны V_n , $\varphi(\vec{r}, E)$ - функция пространственно-энергетической плотности потока излучения.

В табл.1 приведены значения расхождений между мультигрупповым и многогрупповым расчетами полной плотности потока с использованием различных весовых функций и разного числа пространственных зон на примере международной тестовой модели защиты быстрого реактора [8]. Из данных табл.1 видно, что предложенный в работе подход дает наименьшие отличия результатов от мультигрупповых. Особенно сильно проявляются различия при уменьшении числа энергетических групп (21-групповое приближение) и увеличении протяженности пространственных зон (случай 4-х зонной композиции).

Таблица 1

Отклонение многогруппового расчета полной плотности потока излучения от мультигруппового, обусловленное использованием различных весовых функций, % [9]

Число групп	Расстояние, см	ХС, 4 зоны	ИС, 4 зоны	ИС, 9 зон	ИФС, 4 зоны	ИФС, 9 зон
43	337	9,1	2,3	4,9	6,2	5,7
	415	11,5	2,7	9,7	8,7	10,6
	650	20,7	5,9	13,2	13,7	14,7
	915	27,8	-2,1	13,5	10,7	16,3
	998	28,2	-19,5	12,3	-0,1	16,5
21	337	26,8	6,1	13,5	17,7	15,6
	415	41,0	5,3	25,8	24,1	28,5
	650	57,0	5,0	29,9	34,3	34,2
	915	59,1	-53,2	26,8	17,4	35,1
	998	43,3	-131,5	23,0	-12,5	34,3

Выбор групповой структуры библиотеки проводился на основе принципа постоянства вклада широких групп в дополнительную погрешность определения функционала, вызванную процессом свертки сечений

$$\left| \frac{\Delta R_1}{R_1} \right|_q = \left| \frac{\sum_{q' \in q} R_{f,i}^{q'} - R_{b,i}^q}{\sum_{q' \in q} R_{f,i}^{q'}} \right| \cong \text{const}, \quad (2)$$

где $R_{f,i}^{q'}$ - значение i -го функционала поля в g' энергетической группе, рассчитанного в мультигрупповом (f) приближении. Индекс b относится к широкогрупповому приближению. Групповая ошибка $\left(\frac{\Delta R_1}{R_1} \right)_q$ определялась по формулам линейной теории возмущений

$$\left(\frac{\Delta R_1}{R_1} \right)_q = \sum_{\kappa} \sum_{z=1}^{\text{zone}} \sum_{q' \in q} P_{f,\kappa,i}^{q'}(z) \left[\frac{\sum_{b,\kappa}^q(z) - \sum_{f,\kappa}^{q'}(z)}{\sum_{f,\kappa}^{q'}(z)} \right], \quad (3)$$

где $P_{f,\kappa,1}^{q'}$ (z) - мультигрупповая функция чувствительности i -го функционала к сечениям κ -го типа для зоны z. Нелинейные эффекты учитывались по методике ПАРФ [5]

$$\left(\frac{\Delta R_i}{R_i}\right)_q = \exp \left[\sum_{\kappa} \sum_{z=1}^{\text{zone}} \sum_{q' \in q} P_{f,\kappa,1}^{q'}(z) \left(\frac{\sum_{b,\kappa}^{q'}(z) - \sum_{f,\kappa}^{q'}(z)}{\sum_{f,\kappa}^{q'}(z)} \right) \right] - 1. (4)$$

В табл.2 приведены значения максимальных отклонений многогрупповых расчетов функционалов поля излучения от мультигруппового для двух групповых структур: 41-групповое разбиение получено на основе принципа постоянства вклада широких групп в дополнительную погрешность; 43-групповое разбиение - на основе принципа равномерного распределения чувствительности по группам 10. Из данных табл.2 видно, что использованный в работе новый принцип выбора групповой структуры при меньшем числе групп позволил уменьшить расхождения с мультигрупповыми расчетами до (5-7)% для рассмотренных композиций.

Таблица 2

Максимальные отклонения многогрупповых расчетов функционалов поля излучения от реперного для базовых композиций $(\varphi(171/P3/S16) - \varphi(n/P3/S4))/\varphi(171/P3/S16)$, %

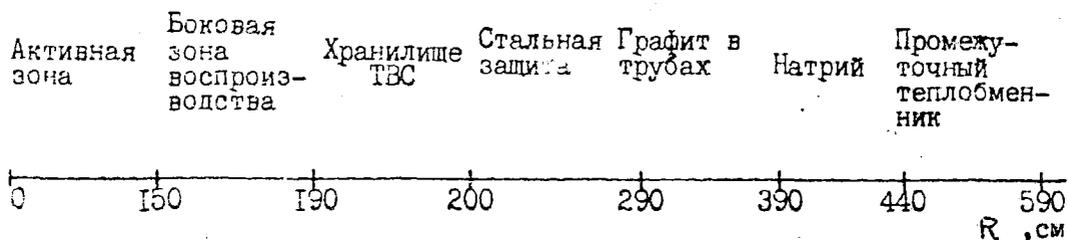
Функционал	Модель А		Модель Б		Модель Б'	
	43 гр	41 гр	43 гр	41 гр	43 гр	41 гр
Поток нейтронов с $E_n \geq 0,1$ МэВ	5,0	4,5	7,8	7,3	8,0	7,5
Отклик $1/v$	-12,5	-12,6	-9,7	-7,2	-11,3	-8,8
Активация Na	-11,3	-4,7	-18,7	-12,4	-18,7	-12,0
Полный поток нейтронов	-20,9	-17,5	-20,5	-14,5	-20,5	-15,8

На основе изложенных выше принципов создана проблемно-ориентированная библиотека констант для расчетов защиты реакторов на быстрых нейтронах ПРОБА-БН. Библиотека имеет 41-групповую структуру по энергии нейтронов. Угловое распределение сечения рассеяния представлено четырьмя гармониками разложения в ряд по полиномам Лежандра, выбран стандартный формат переносной программы ANISN [11]. Библиотека, содержащая микросечения

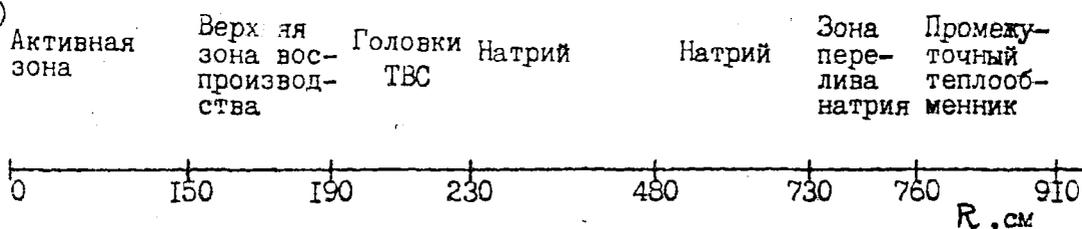
элементов различных пространственных зон и макросечения основных конструкционных материалов, дополнена стандартными и наиболее часто используемыми в расчетах функциями откликов детекторов.

Библиотека ПРОБА-БН обеспечивает расчет основных функционалов поля излучения в пределах 10-15% по отношению к мультигрупповому расчету для всех базовых моделей. Поскольку константная составляющая погрешности для потока быстрых нейтронов составляет более 10%, для отклика детектора "1/v" более 20%, а для активации натрия 60% и более, то дополнительную погрешность, вносимую широкогрупповым представлением сечений, можно считать незначительной по сравнению с уже имеющейся погрешностью исходных мультигрупповых расчетов.

А)



Б)



В)

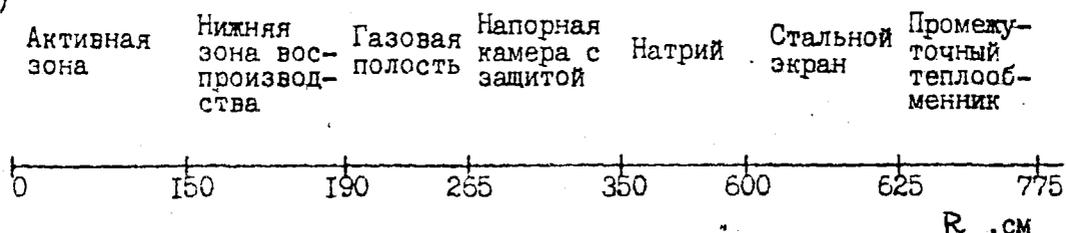


Рис. 1. Одномерные сферические модели защиты реактора на быстрых нейтронах: (А) - радиальное направление; (Б) - направление на зону перелива; (В) - направление на зону напорных трубопроводов

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Roussin R.W., Maskewitz B.F., Trubey D.K. The Status of Multigroup Cross-Section Data for Shielding Applications. //Proceedings of the Sixth International Conference on Radiation Shielding. /Tokyo, Japan, May 16-20, 1983. V.1. P.89.
2. Савицкий В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов: Препринт ФЭИ-1290, 1982.
3. Балашов Ю.И., Болятко В.В., Машкович В.П., Савицкий В.И. Использование анализа чувствительности результатов расчетов к изменению входных параметров в задачах проектирования защиты реакторов на быстрых нейтронах: Препринт МИФИ, 002-87, М., 1987.
4. Roussin R.W. et al. VITAMIN-C: The CTR Processed Multigroup Cross-Section Library for Neutronics Studies. ORNL-RSIC-37 (1980).
5. Погрешности расчетов защиты от излучений/В.В.Болятко, М.Ю.Выровский, А.И.Илюшкин и др./Под ред. В.П.Машковича. М.: Энергоатомиздат, 1983.
6. Simmons G.L., Roussin R.W. RSIC Package DLC-76/SAILOR, SAILOR - A Coupled Cross-Section Library for Light Water Reactors, ORNL-DLC-76, 1981.
7. Estiot J.C., Salvatores M., Trapp J.P. Basic Nuclear Data and the Fast Reactors Shielding Design Formulae. PROPANE Do. Proc. of the Conference on Nuclear Data for Technology. Knoxville, 1979.
8. Salvatores M. Definition of a Fast Breeder Reactor Benchmark Configuration for Comparison of Shielding Cross-Section Data. Distributed by NEA Data Bank 16/03/1981.
9. Болятко В.В., Машкович В.П., Неретин В.А. и др. //Атомная энергия. Т.66. Вып.3. С.199.
10. Oblow E.M. et al. Selection of Group Energy Boundaries Using Sensitivity Theory. Trans. Am.Nucl.Soc. 1973. V.17(1). P.547.
11. Engle W.W. A User's Manual of ANISN: a One Dimensional Descrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering, K-1693, 1967.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

БИБЛИОТЕКИ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ ДЛЯ РАСЧЕТА
ЗАЩИТЫ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ

В. П. Жарков, Е. А. Калугина, И. А. Карташев,
М. Е. Нетеча, С. Е. Яшникова

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники, г. Москва

LIBRARIES OF GROUP CONSTANTS FOR LIGHT-WATER REACTOR SHIELDING CALCULATION. Description is made for libraries of group constants designed for light-water reactor shielding calculation. The libraries have two sets of constants for 60 elements: 67 groups (53 neutron+14 γ -groups) and 19 groups (12 neutron+7 gamma-groups). The first group is intended for high accuracy calculations and can be considered as problem-independent. The 19-group set was generated following the calculations of one-dimensional compositions with a plane isotopic source with a light water-cooled and moderated reactor spectrum. The compositions were sequentially filled with all the elements comprising the libraries as well as with the mixtures most usable in shielding. The ANISN code calculation of these compositions in the 67-group approximation for three spatial zones (0-20 cm, 20-40 cm, 40-60 cm) was followed by convolution to a 19-group structure. Thus the 19-group set contains constants weighted taking into account spatial variations of spectrum.

The comparison of diverse libraries in the ANISN format has demonstrated the advantage of the above sets when applied in design calculations.

Многогрупповой метод решения уравнения переноса широко используется в задачах проектирования защиты ядерных установок. Наличие надежных источников ядерно-физических данных и программных средств обработки этой информации (АМОХ [1], NJOY[2]) позволяет вводить в практику расчетов защиты различные наборы многогрупповых констант, ориентированные на решение строго определенного класса задач и получившие название проблемно-ориентированных библиотек (ПОБ).

В работе представляется ПОБ для расчета защиты легководных реакторов. Она включает в себя два набора констант для 60 элементов со следующим групповым разбиением (табл.1): 67 групп (53 нейтронные+14 гамма групп) и 19 групп (12 нейтронных+7 гамма-групп). Выбор в качестве базового 67-группового разбиения обусловлен, с одной стороны, приемлемой точностью получаемых функционалов потока в сопоставлении с данными *VITAMIN-C*, [3] (171 нейтронные+39 гамма-групп), а с другой стороны - существенным сокращением вычислительных затрат в процессе дальнейшей работы. Этот набор предназначен для проведения расчетов повышенной точности и может рассматриваться как проблемно-независимый. Он подготовлен с помощью программного комплекса AMOX на базе многогрупповой системы *VITAMIN-C*. Для свертки констант использовалась стандартная весовая функция, принятая в *VITAMIN-C*, причем для выбранной ширины группового интервала ($\Delta u \approx 0,05$ выше 0,5 МэВ) форма внутригруппового спектра взвешивания практически не влияла на значения групповых параметров.

ПОБ имеет P_3 -приближение для нейтронов и P_{12} -приближение для гамма-квантов и водорода. Введение приближений высокого (выше P_5 порядка основывалось на методике [4]).

19-групповой набор создавался после расчетов одномерных композиций с плоским изотропным источником с энергетическим спектром водо-водяного реактора. Композиции последовательно заполнялись всеми элементами, входящими в состав ПОБ, а также наиболее часто используемыми в защите смесями. После расчета программой *ANISN* этих композиций в 67 групповом разбиении для выделенных трех пространственных зон толщиной 20 см (0-20 см, 20-40 см, 40-60 см) проводилась свертка в 19-групповую структуру. Таким образом, учитывалось влияние пространственных вариаций спектра в исследуемых материалах на величину групповых констант.

Для оценки качества констант полученной ПОБ использовались результаты измерений базовых экспериментов в воде, железе, графите, титане, выполненных на специальном стенде, предназначенном для проведения исследований в области физики защиты, с водо-водяным реактором в качестве источника [5].

В табл.2 приводятся сопоставления некоторых расчетных функционалов потока с экспериментальными данными базового эксперимента по титану [6]. Кроме ПОБ были использованы следующие библиотеки: *CASK-40* [7], 18-групповой

набор [8], *CASK-42* (групповая структура аналогична [7] с добавлением группами для нейтронов и гамма-квантов 17,0-14,92 МэВ и 15,0-10,0 МэВ соответственно). Расчеты выполнялись по программе ДОР-III в P_3S_8 -приближении с шагом пространственной сетки ≈ 1 см.

Как видно из приведенных результатов (табл.2), ПОБ обеспечивает, по сравнению с другими наборами констант, наиболее близкое согласие с экспериментом. Некоторое завышение для скоростей реакций $^{237}\text{Np}(n, f)$ и $^{115}\text{In}(n, n')$ в эксперименте по сравнению с 67-групповым расчетом может быть обусловлено реакциями фотоделения на $^{237}\text{Np}(\gamma, f)$ с порогом ≈ 8 МэВ и $^{115}\text{In}(\gamma, \gamma')$ с порогом ≈ 3 МэВ и возбуждением того же изомерного уровня, что и для реакции неупругого рассеяния. Оценка мощности гамма-дозы обнаруживает слабую зависимость результата от используемой системы констант, при этом ПОБ дает, как и раньше, более лучшее совпадение с экспериментом. Из анализа результатов сравнений следует вывод: поскольку титан является одним из основных конструкционных материалов, а в проектных расчетах обычно используются 18-групповая библиотека или *CASK-40*, расчет потока быстрых нейтронов при наличии в защите протяженных титановых конструкций лучше проводить с 19-групповым набором констант.

Кроме взвешивания групповых параметров, входящих в состав уравнения переноса излучения, проводилось взвешивание в расчетном спектре и дозиметрических сечений реакций (табл.2, скорости реакций $^{58}\text{Ni}(n, p)$, $^{237}\text{Np}(n, f)$). Для скорости реакции $^{115}\text{In}(n, n')$ для двух точек в титане (76,0 и 95,8 см) соответствующие значения составили $6,22 \cdot 10^{-19}$ и $1,22 \cdot 10^{-19}$ 1/с, что лежит гораздо ближе к эксперименту, чем расчетные значения, приведенные в табл.2. Этот методический прием взвешивания в пространственном спектре дозиметрических сечений реакций безусловно стоит использовать в практической работе.

Примеры использования ПОБ для сопоставления с экспериментальными данными по базовым экспериментам на других материалах защиты реакторов приводятся в [9].

Таблица I

Групповая структура библиотек

Верхняя граница, эВ	Разбиение														
	67	I9													
н е й т р о н ы												г а м м а			
$1.733 \cdot 10^7$	I	I	$4.066 \cdot 10^6$	I5	4	$1.003 \cdot 10^6$	29		$9.119 \cdot 10^3$	43		$1.400 \cdot 10^7$	54	I3	
$1.492 \cdot 10^7$	2		$3.679 \cdot 10^6$	I6		$9.072 \cdot 10^5$	30		$3.354 \cdot 10^3$	44	9	$1.000 \cdot 10^7$	55	I4	
$1.350 \cdot 10^7$	3		$3.329 \cdot 10^6$	I7		$8.208 \cdot 10^5$	31		$1.234 \cdot 10^3$	45		$8.000 \cdot 10^6$	56		
$1.221 \cdot 10^7$	4		$3.012 \cdot 10^6$	I8		$7.427 \cdot 10^5$	32		$4.540 \cdot 10^2$	46	10	$6.500 \cdot 10^6$	57		
$1.105 \cdot 10^7$	5		$2.725 \cdot 10^6$	I9		$6.721 \cdot 10^5$	33		$1.670 \cdot 10^2$	47		$5.000 \cdot 10^6$	58	I	
$1.000 \cdot 10^7$	6	2	$2.466 \cdot 10^6$	20		$6.081 \cdot 10^5$	34		$6.144 \cdot 10^1$	48		$4.000 \cdot 10^6$	59		
$9.048 \cdot 10^6$	7		$2.231 \cdot 10^6$	21		$5.502 \cdot 10^5$	35	7	$2.260 \cdot 10^1$	49		$3.000 \cdot 10^6$	60	I6	
$8.187 \cdot 10^6$	8		$2.019 \cdot 10^6$	22		$4.979 \cdot 10^5$	36		$8.315 \cdot 10^0$	50	11	$2.500 \cdot 10^6$	61		
$7.408 \cdot 10^6$	9		$1.827 \cdot 10^6$	23	5	$4.505 \cdot 10^5$	37		$3.059 \cdot 10^0$	51		$2.000 \cdot 10^6$	62	I7	
$6.703 \cdot 10^6$	10		$1.653 \cdot 10^6$	24		$3.020 \cdot 10^5$	38		$1.125 \cdot 10^0$	52		$1.660 \cdot 10^6$	63		
$6.065 \cdot 10^6$	11	3	$1.496 \cdot 10^6$	25		$2.024 \cdot 10^5$	39		$4.140 \cdot 10^{-1}$	53	12	$1.330 \cdot 10^6$	64		
$5.488 \cdot 10^6$	12		$1.353 \cdot 10^6$	26		$1.357 \cdot 10^5$	40	8				$1.000 \cdot 10^6$	65	I8	
$4.966 \cdot 10^6$	13		$1.225 \cdot 10^6$	27		$6.738 \cdot 10^4$	41					$6.000 \cdot 10^5$	66	I9	
$4.493 \cdot 10^6$	14		$1.108 \cdot 10^6$	28	6	$2.479 \cdot 10^4$	42					$1.000 \cdot 10^5$	67		

Таблица 2

Сопоставление расчетных скоростей реакций в композиции из титана с результатами эксперимента, I/c

Тип реакции	Набор групп	Толщина слоя титана, см					
		0	18.8	34.7	55.4	76	95.8
$^{237}\text{Np}(n, f)$	18	9.70-15*	3.10-15	1.20-15	4.50-16	1.70-16	1.00-16
	19	8.60-15	2.50-15	1.30-15	2.60-16	8.50-17	3.60-17
	19**	7.96-15	2.39-15	7.37-16	1.84-16	5.26-17	1.51-17
	40	8.80-15	2.80-15	1.00-15	3.60-16	1.33-16	6.70-17
	42	1.00-14	3.40-15	1.90-15	4.90-16	1.80-16	1.00-16
	67	8.20-15	2.20-15	6.60-16	1.50-16	3.60-17	1.00-17
	/6/	9.70-15	2.50-15	6.90-16	1.74-16	4.40-17	1.25-17
$^{58}\text{Ni}(n, p)$	18	6.40-16	7.00-17	1.10-17	1.20-18	1.80-19	
	19	6.30-16	6.80-17	1.15-17	9.60-19	9.80-20	
	19**	6.49-16	6.96-17	1.01-17	8.42-19	9.47-20	
	40	6.30-16	7.60-17	9.80-18	1.10-18	1.70-19	
	42	6.36-16	7.00-17	9.97-18	1.00-18	1.73-19	
	67	6.30-16	6.30-17	8.40-18	7.00-19	5.50-20	
	/6/	6.15-16	5.70-17	7.35-18	5.60-19	4.30-20	
$^{115}\text{In}(n, n')$	18	1.06-15	2.02-16	5.50-17	1.20-17	4.90-18	2.80-18
	19	1.01-15	1.70-16	3.90-17	7.00-18	1.50-18	4.60-19
	40	1.04-15	1.90-16	4.80-17	1.00-17	2.80-18	1.20-18
	42	1.10-15	2.20-16	5.80-17	1.60-17	5.30-18	3.00-18
	67	9.80-16	1.50-16	2.80-17	3.60-18	4.30-19	6.00-20
	/6/	1.50-15	1.78-16	3.10-17	3.85-18	7.00-19	1.25-19
	Мощность дозы гамма излучения мкр/с	18	2.60+8	1.13+7	1.14+6	1.00+5	2.60+4
19		3.80+8	1.05+7	1.03+6	8.50+4	2.50+4	1.30+4
40		4.30+8	1.30+7	1.10+6	1.00+5	2.70+4	1.40+4
42		3.01+8	9.60+6	8.50+5	9.40+4	3.00+4	1.60+4
67		4.00+8	1.30+7	1.00+6	1.00+5	3.60+4	1.40+4
/6/		2.80+8	8.00+6	7.00+5	8.00+4	2.30+4	7.50+3

* 9.70-15 означает $9.70 \cdot 10^{-15}$

** Данные приведены для дозиметрических сечений, взятых в расчетном спектре.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Green N.M., Ford W.E., Lucies T.L. et al. AMPX - a modular code system for generating coupled multigroup n - γ libraries from ENDF/B. ORNL/TM-3706, 1976.
2. Burnett R.J., Muir D.W., Boicourt R.M. The NJOY nuclear data processing system user's manual. LA-7584-M
3. Roussin R.W., Weislin C.R., White J.E. et al. The CTR processed multigroup cross-section library for neutronics studies. ORNL/RISK-37, 1976.
4. Базыков А.И. и др. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1984. Вып.1(55). С.24.
5. Веселкин А.П., Васильев Г.А., Жарков В.П. и др. //Радиационная безопасность и защита. 1981. Вып.6.С.156.
6. Аваев В.Н. и др. //V Всесоюзная научная конференция по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок./Серпухов, ИФВЭ, сентябрь 1989. С.6.
7. CASK-40 Group Coupled Neutron and γ -Ray Cross-Section Data. RSIC library DLC-23, 1973.
8. Базыков А.И. и др. Малогрупповая библиотека нейтронных и гамма констант.//Вопросы атомной науки и техники. Сер.Физика и техника ядерных реакторов.1986. Вып.4. С.59.
9. Жарков В.П. Киселев А.Н. Нечета М.Е. Использование SP_L -метода для расчетов защиты.// У Всесоюзная научная конференция по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок./Серпухов, ИФВЭ, сентябрь 1989.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ПРОГРАММА РАСЧЕТА МИКРОКОНСТАНТ (n, γ) -ПЕРЕХОДОВ
ДЛЯ ПОДГОТОВКИ ИСТОЧНИКОВ γ -ИЗЛУЧЕНИЯ ОСТАНОВЛЕННОГО РЕАКТОРА
В ПРОГРАММАХ DOT-III И ANISN

Ю. Н. Борисов, В. П. Васюжно, А. А. Никитин,
В. В. Новожилов, Ю. Э. Хандамиров

Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники

PROGRAM FOR (n, γ) -TRANSITION MICROCONSTANTS CALCULATION FOR PREPARATION OF GAMMA-RADIATION SOURCES IN SHUT-DOWN REACTOR IN DOT-III AND ANISN CODES. A RIGA program prepares multi-group microconstants of (n, γ) -transitions in various elements (of their isotopes) for the preparation of gamma-radiation sources of a shut-down reactor in DOT-III and ANISN codes.

A multi-group library of constants is applied for program operation, which contains group micro-cross-section of radionuclides build-up reactions, decay constants and data on gamma-radiation yields under radioactive decay.

The program is written in the FORTRAN language for an ES-series computer (the RIGA and ANISN program version for IBM PC/AT is available).

Одной из важных задач при анализе защиты ЯТУ является оценка радиационной обстановки после окончания работы реактора, которая в ряде случаев определяется гамма-активностью продуктов деления ядерного топлива в активной зоне и материалов конструкций, и защиты реактора.

В последнее время для решения задач переноса излучений (нейтронов и гамма-квантов) в защите ЯТУ широко используются программы, реализующие метод дискретных ординат: двумерная DOT-III [1] и одномерная ANISN [2]. Особенностью задач с гамма-излучением (в отличие от задач с нейтронным излучением, в которых обычно имеется один фиксированный источник - активная зона) является наличие источников вторичных гамма-квантов во всех точках исследуемой композиции.

В задачах с нейтронным и гамма-излучением для реактора, работающего на номинальном уровне мощности (например, с использованием библиотеки констант DLC-23/CASK [3]), эти программы производят расчет источников мгновенных

вторичных гамма-квантов во всех точках композиции, используя константы перехода из нейтронных групп в группы гамма-квантов.

В программах также существует возможность в нейтронной задаче с помощью специально подготовленных констант (n, γ) -переходов (на основе той же библиотеки) получать так называемый "гамма-источник" для последующего использования в задаче с гамма-излучением.

Обе эти возможности расчета источников мгновенного вторичного гамма-излучения могут быть использованы и для задач с активационным гамма-излучением остановленного реактора. С практической точки зрения более удобной является вторая возможность, т.е. расчет "гамма-источника" активационного излучения при наличии посчитанных групповых нейтронных потоков.

Программа РИГА готовит для этой цели специальные микроконстанты активационных (n, γ) -переходов в формате *ANISN* для различных элементов или их изотопов. С физической точки зрения величина (n, γ) -перехода из нейтронной группы g в гамма-группу g' за счет реакций образования радиоактивных нуклидов представляет собой удельную интенсивность гамма-излучения группы g' при активации элемента (или изотопа) нейтронами группы g , отнесенную на 1 ядро элемента и 1 нейтрон группы " g ". Очевидно, что эта величина определяется режимом облучения и выдержки, которые являются входными данными программы.

Используя полученные микроконстанты, программа DOT-III или *ANISN* может формировать в таблице смесей макроконстанты (n, γ) -переходов облученных материалов и, прочитав с "ленты" ранее посчитанные нейтронные потоки в конкретной композиции, рассчитать фиксированный многогрупповой объемно-распределенный источник для последующей гамма-задачи остановленного реактора.

Таким образом, комплекс программ DOT-III (или *ANISN*) и РИГА позволяет получать распределения полей активационного гамма-излучения после окончания работы ЯТУ в двумерной (или одномерной) геометрии исследуемой защитной композиции.

При разработке программы РИГА для расчета активностей нуклидов цепочки радиоактивного распада (материнского, дочернего и т.д.) был использован алгоритм, реализованный ранее в программе *SAM*.

Алгоритм расчета удельной активности материалов программы *SAM* был использован в программе РИГА для расчета удельной активности продуктов деления с целью получения микросечений (n, γ) -переходов для делящихся элементов, например, для U^{235} . При этом вместо сечений активации задаются сечения деления, а сложные (с вступлением) цепочки распада преобразуются в линейные с учетом коэффициентов ветвления.

Входными данными для расчетного варианта программы РИГА являются параметры, получаемые в формате *ANISN* таблиц микроконстант (n, γ) -переходов (длина таблицы констант, количество групп нейтронов и гамма-квантов в ДОТ-III), режим облучения и время после окончания облучения.

Для работы программы необходима библиотека констант, содержащая групповые микросечения реакций образования радиоактивных нуклидов, данные по выходу гамма-квантов, постоянные распада и т.п.

Для расчетов создана библиотека со 171-групповыми сечениями реакций образования радиоактивных нуклидов и с 36 группами выходов гамма-квантов при распадах. Энергетические границы групп совпадают с границами групп библиотеки нейтронных гамма-констант *VITAMIN-C* [4], что обеспечивает получение активационных микроконстант (n, γ) -переходов для групповых энергетических структур библиотек *DLC-2*, *DLC-23/CASK*, *DLC-37* и других широко используемых в расчетах по программам ДОТ-III и *ANISN* библиотек формата *ANISN*.

Сечения реакций активации в 171-групповом представлении были получены сверткой 620-групповых сечений, скомпилированных в библиотеке программы *SAM*.

Групповые выходы гамма-квантов радиоактивных нуклидов получены с помощью данных, приведенных в [5]. Данные по распадам продуктов деления U^{235} взяты из работы [7], а сечения деления U^{235} из библиотеки *VITAMIN-C*.

Порядок работы с программами ДОТ и РИГА:

1. Расчет микроконстант (n, γ) -переходов по программе РИГА и их запись на внешнее устройство.
2. Расчет нейтронной задачи по ДОТ и запись потоков на устройство *NFLSV* (таблица смесей на основе *CASK*).
3. Расчет активационного "гамма-источника" по ДОТ (таблица смесей на основе активационных (n, γ) -констант) и его запись на устройство *NGAM*.

4. Расчет гамма-задачи по DOT (таблица смесей на основе CASK) с источником на устройстве NBSO.

Примечания.

1. Для удобства расчета "гамма-источника" в программу ANISN были внесены изменения:

а) расчет и запись на "ленту" функционалов (в т.ч. "гамма-источника") по алгоритму программы DOT-III;

б) запись скалярных потоков на "ленту";

в) чтение скалярных потоков с "ленты" перед расчетом функционалов. Порядок работы программ РИГА и ANISN полностью аналогичен с работой программ РИГА и DOT-III.

2. В одном задании программы РИГА могут быть рассчитаны микроконстанты (n, γ)-переходов для любого количества элементов, режимов облучения и времен выдержки.

Программа РИГА написана на языке ФОРТРАН для ЕС ЭВМ (имеется версия программ РИГА и ANISN для IBM PC/AT).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Rhoades W.A., Munatt F.R. The DOT-III two-dimensional discrete ordinates transport code. ORNL-TM-4280, 1973.
2. Engle W.W., Jr. A user's manual for ANISN, a one dimensional discrete ordinates transport code: K-1693, 1967.
3. CASK, 40 groups coupled neutron and gamma-ray cross-section data, RSIC data library DLC-23, 1973.
4. Roussin R.W., Weisbin C.R., White T.E. et al. The CTR processed multigroup cross-section library for neutronics studies: ORNL/RSIC-37.
5. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: Справочник. М.: Атомиздат, 1977.
6. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1983.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННОЙ БИБЛИОТЕКИ
КОНСТАНТ ПРИ РЕШЕНИИ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАДАЧ ПРОЕКТИРОВАНИЯ
ЗАЩИТЫ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

В. В. Болятко, В. А. Неретин, В. И. Савицкий, А. А. Строганов

Московский инженерно-физический институт

THE USAGE OF APPLICATION-DEPENDENT CROSS-SECTION LIBRARY IN FAST REACTOR SHIELDING DESIGN CALCULATIONS. The paper is concerned with the usage of application-dependent cross-section library PROBA-BN in fast reactor shielding calculations. The disagreements between fine-group (VITAMIN-C) and broad-group calculations of various functionals at models of in-vessel shield are discussed. The results of traditional calculation methods have been compared with those based on PROBA-BN library.

В настоящее время широкое распространение получили расчетные исследования тестовых моделей реакторов различных типов [1]. Основной причиной такого интереса является то, что данные исследования позволяют, с одной стороны, проектировщикам сделать выбор наиболее экономичного расчетного аппарата для проведения серийных проектных расчетов с заданной точностью. С другой стороны, исследование тестовых моделей дает возможность разработчикам программ и библиотек констант проверить созданные ими программные и константные системы. Прототипом моделей, как правило, являются защитные композиции проектируемых (или уже вошедших в эксплуатацию) реакторов. Поэтому результаты расчетных исследований полей излучений в данных моделях могут быть однозначно перенесены на реальные конструкции защиты.

Проблемно-Ориентированная Библиотека констант для расчетов защиты энергетических реакторов на Быстрых Нейтронах (ПРОБА-БН) создана на базе мультигрупповой библиотеки VITAMIN-C [2]. Разработка библиотеки проводилась на основе трех дополняющих друг друга моделей (рис. 1а, б, в), которые описывают в одномерном представлении радиационную защиту реакторов типа БН-600 [3,4]. Для тестирования созданной библиотеки ПРОБА-БН была выбрана модель, отражающая один из вариантов компоновки защиты быстрого реактора в радиальном направлении (рис. 1г). Данная модель сильно отличается по

протяженности и составу материалов защиты от использованной при создании библиотеки радиальной модели (рис. 1а). Такое различие рассматривалось как максимально допустимое изменение в проекте, а возникающие при этом погрешности расчета характеристик поля излучения как максимально возможные погрешности при использовании библиотеки ПРОБА-БН.

При проведении расчетных исследований точное воспроизведение энергетической зависимости функции отклика детектора не является обязательным. Поэтому в качестве функционалов поля излучения рассматривались: поток быстрых нейтронов с энергией $E_n \geq 0,1$ МэВ, эквивалентный поток тепловых нейтронов (детектор "1/v"), активация Na^{23} , полный поток нейтронов. Первые два функционала важны с точки зрения оценки радиационных нарушений в элементах конструкций, активации материалов в пороговых и всеволновых реакциях, а также определения источников вторичного γ -излучения. Исходя из этого определялись допустимые, по сравнению с мультигрупповым расчетом, погрешности их расчета в многогрупповом приближении: поток быстрых нейтронов 7-10%, детектор "1/v" 5-10%, активация Na^{23} в теплообменнике 30%, полный поток нейтронов 15%.

При проведении серийных проектных расчетов важно выбрать такие расчетные приближения, которые позволяли бы наиболее экономично проводить исследования в пределах принятых погрешностей выходных результатов. В табл. 1 приведены значения погрешностей расчета характеристик поля в тестовых моделях при использовании библиотеки ПРОБА-БН в различных приближениях угловой зависимости сечения рассеяния и плотности потока излучения. Из данных табл. 1 видно, что переход от $S16$ - к $S4$ -приближению угловой зависимости плотности потока может приводить к возрастанию погрешности расчета на 10% при сокращении времени расчета в 2 раза. Следует отметить, что при таком переходе может быть существенно укрупнена пространственная сетка, что вызывает дополнительное уменьшение временных затрат. Переход от $P3$ - к $P1$ -приближению угловой зависимости плотности рассеяния приводит к увеличению погрешности расчета на 5% при уменьшении расчетного времени на $\approx 30\%$. Отметим, что расчеты в $P3$ $S4$ -приближении удовлетворяют требованиям точности расчета для большинства рассмотренных функционалов и тестовых моделей. Это позволяет рекомендовать данное приближение при использовании библиотеки ПРОБА-БН в серийных одномерных расчетах и открывает реальные возможности для проведения одиночных двумерных расчетов, сопровождающих проектные разработки.

Вторые, кроме блокировки, были усреднены по реальным спектрам, рассчитанным в исследуемой модели. Кроме того, в расчетах использовались сечения, свернутые с интегральными по зоне спектрами (ИЗС). Такие весовые функции часто используются при получении многогрупповых констант [6].

Таблица 2

Максимальные значения погрешностей расчета функционалов поля излучения в задаче о защите из низколегированной стали, %

Функционал	Наборы сечений			
	ПРОБА-БН	ПРОБА-БН БЛОК	ПРОБА-БН БЛ + СП	ИЗС
Поток $\Phi_n \geq 0,1$	-36,8	19,3	30,5	57,5
Детектор "1/v"	-63,6	-42,0	-26,0	44,5
Активация Na^{23}	-60,7	-36,3	-13,9	53,8
Полный поток	-62,7	-41,6	-24,1	59,0

Из данных табл.2 видно, что наименьшие погрешности расчета функционалов, как и ожидалось, получены в случае использования групповых констант с реальной блокировкой и спектрами усреднения (ПРОБА-БН БЛ+СП). Использование в расчетах вместо сечений безникелевой стали сечений обычной нержавеющей стали, а также отличие весовых функций библиотеки ПРОБА-БН от реальных спектров данной задачи приводят к одинаковым погрешностям - около 20% для всех функционалов. Исключение составляет поток быстрых нейтронов с энергией $E_n \geq 0,1$ МэВ, где блокировка играет основную роль. Отметим, что значения максимальных погрешностей расчета в случае использования библиотеки ПРОБА-БН близки по абсолютной величине погрешностям, даваемым широко распространенным подходом получения многогрупповых констант (ИЗС), требующих проведения предварительных мультигрупповых расчетов.

* В качестве весовых функций брали интегральную по зоне форму спектра [5].

Данные расчетного исследования в задаче о защите из низколегированной стали (рис.1г) приведены в табл.2.

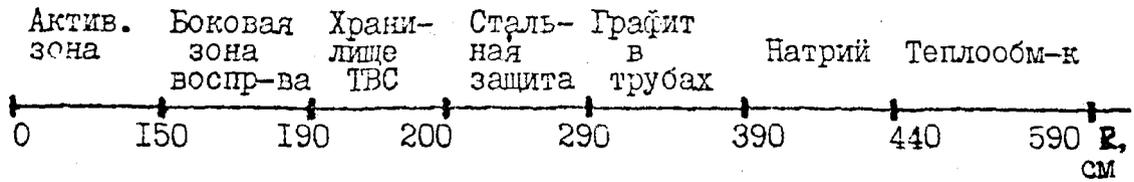
Результаты расчетов по библиотеке ПРОБА-БН сравнивались с мультигрупповыми расчетами по библиотеке VITAMIN-C, которые были выбраны в качестве реперных. Дополнительно были подготовлены и использовались в расчетах наборы сечений ПРОБА-БН/БЛ и ПРОБА-БН/БЛ+СП. Первые учитывали реальную блокировку компонентов низколегированной безникелевой стали в отличие от стандартной нержавеющей стали исходных моделей.

Таблица 1

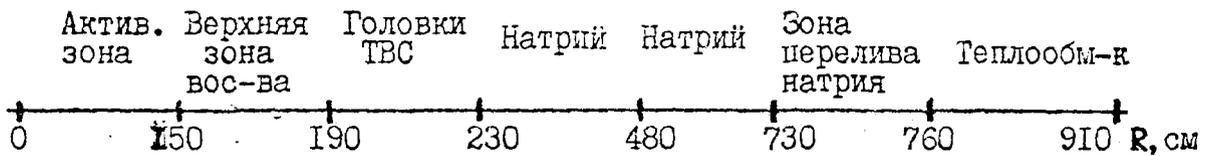
Максимальные значения погрешностей расчета функционалов
поля излучения в тестовых моделях (%)
и время центрального процессора ЭВМ ЕС-1061 (мин)
для различных расчетных приближений

Модель	Функционал	П р и б л и ж е н и е			
		P1 S4	P3 S4	P1 S16	P3 S16
А	Время, мин	1,49	2,36	4,00	5,09
	Поток $\Phi_{E_n} \geq 0,1$	3,6	4,5	4,7	7,3
	Детектор "1/v"	-13,5	-12,6	-11,2	-10,1
	Активация Na^{23}	-7,6	-4,7	-1,9	1,5
	Полный поток	-19,0	-17,5	-16,0	-14,2
Б	Время, мин	2,15	3,13	4,32	5,52
	Поток $\Phi_{E_n} \geq 0,1$	-10,3	7,3	7,4	8,8
	Детектор "1/v"	-7,7	-7,2	-5,1	-4,5
	Активация Na^{23}	-15,7	-12,4	-3,6	1,1
	Полный поток	-19,3	-14,5	-8,7	-5,6
В	Время, мин	2,05	2,59	4,00	5,24
	Поток $\Phi_{E_n} \geq 0,1$	6,4	7,5	7,4	8,7
	Детектор "1/v"	-9,6	-8,8	-6,3	-5,9
	Активация Na^{23}	-16,1	-12,0	-6,5	-1,2
	Полный поток	-18,5	-15,8	-12,8	-9,6

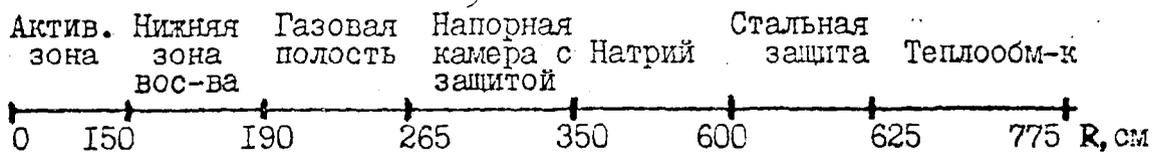
а)



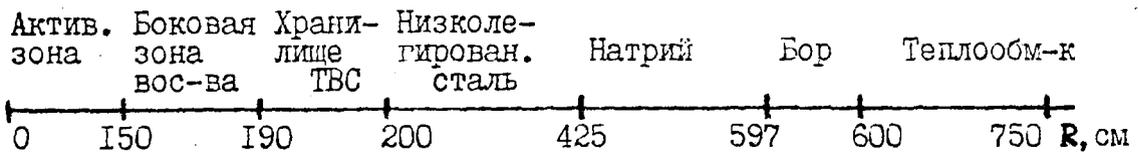
б)



в)



г)



Тестовые модели радиационной защиты быстрых энергетических реакторов: а) в радиальном направлении от активной зоны (А); б) в направлении на зону перелива натрия (Б); в) в направлении напорных трубопроводов (В); г) радиальная защита из низколегированной стали (Г)

Из всего вышесказанного можно сделать вывод, что тестирование библиотеки констант ПРОБА-БН дало удовлетворительные результаты. Погрешность расчета рассмотренных функционалов поля излучения для всех базовых моделей лежит в пределах принятых допустимых погрешностей (10-15%). Использование библиотеки в задачах, сильно отличающихся от исходных моделей, привело к несколько большим, но вполне приемлемым погрешностям. Исследования указали на целесообразность введения в библиотеку ПРОБА-БН сечений дополнительных конструкционных материалов, отличающихся величиной блокировки микросечений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Зизин М. Н., Шишков Л. К., Ярославцева Л. Н. Тестовые нейтронно-физические расчеты ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1980.
2. Roussin R.W. et al. VITAMIN-C: The CTR Processed Multigroup Cross Section Library for Neutronics Studies, ORNL-RSIC-37(1980).
3. Савицкий В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов: Препринт ФЭИ-1290. Обнинск, 1982.
4. Балашов Ю.И., Болятко В.В., Машкович В.П., Савицкий В.И. Использование анализа чувствительности результатов расчетов к изменению входных параметров в задачах проектирования защиты реакторов на быстрых нейтронах: Препринт МИФИ, 002-87, 1987.
5. Bolyatko V.V., Mashkovitch V.P., Neretin V.A., Stroganov A.A. Application-dependent cross-section library for LMFBR shielding calculation. Paper on the Seventh International Conference on Radiation Shielding, Bournemouth, UK, September 12-16, 1988.
6. АРАМАКО-2F - система обеспечения нейтронными константами расчетов переноса излучения в реакторах и защите/Н. О. Базазянц, М. Ю. Вырский, Т. А. Гермогенова и др. Инструкция ИПМ АН СССР, 1976.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ЯДЕРНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ ПОЛЕЙ ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ
ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ В ЗАДАЧАХ СНЯТИЯ С ЭКСПЛУАТАЦИИ
АЭС НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

А. А. Довбенко, А. В. Кудрявцева, А. А. Строганов

Московский инженерно-физический институт

REQUIREMENT IN NUCLEAR DATA FOR ACTIVATION PRODUCT PHOTON RADIATION FIELD CALCULATION IN PROBLEMS OF THERMAL NEUTRON REACTOR NPP REMOVAL FROM OPERATION. The fields of activation product photon radiation (APPR) have been calculated in a one-dimensional model of PWR-type reactors using an instrument for sensitivity analysis updated by the ANISN-SWANLAKE program system and the CASK library with supplementary program-constant system, as well as the time dependence of sensitivity indices of dose rate of this radiation on neutron reaction cross-sections and isotopic constitution of composition. The advantage of obtaining and refining neutronics data required for the correct calculation of APPR in the problems of thermal neutron reactor NPP removal from operation has been assessed on the basis of this information.

Основная задача при снятии блоков АЭС с эксплуатации сводится к минимизации коллективной дозы облучения и объемов радиоактивных отходов. Поэтому особенно важным становится расчет абсолютных активностей и полей излучения, в том числе фотонного излучения продуктов активации (ФИПА), в местах демонтажа и упаковки оборудования. Расчетный комплекс для решения таких задач может базироваться как на отечественных программах РОЗ и РАДУГА, так и на их зарубежных аналогах ANISN, DOT. Методика расчета поля ФИПА основывается на том, что активационное излучение представляет собой, по существу, вторичное запаздывающее излучение в отличие от захватного излучения, являющегося мгновенной составляющей. Для расчета ФИПА допустимо использовать те же переносные нейтронные и фотонные константы, что и для расчета вторичного захватного излучения.

Таким образом, первоочередной задачей является создание библиотеки активационных констант "Активация", включающей библиотеку многогрупповых сечений активации и файлы характеристик радионуклидов, на основе которой

будет производиться замена сечений захвата (22 группы нейтронов и 18 групп фотонов) на сечения активации. В создаваемой библиотеке было принято 40-групповое энергетическое разбиение системы *CASK* [1]. Библиотека сечений этих реакций была создана путем выборки нужных сечений из соответствующего файла *SAIPS* [3], являющегося компилятором библиотек *DOSCRS-84*, *IRDF-85*, *BGS-2*, *BOSPOR-80*, *ENDL-78*, *JENDL-1*, *ACTL-82*.

Принципом отбора реакций являлось ограничение периодов полураспада $T_{1/2}$ образующихся радионуклидов ($T_{1/2} \geq 5$ ч).

Для усреднения был принят следующий энергетический спектр: при энергии нейтронов $E_0 \geq 2,5$ МэВ - формула Кренберга; при $0,5 \cdot 10^{-6}$ МэВ $\leq E_0 < 2,5$ МэВ - $S(E_0) \approx 1/E_0$; в тепловой области при $E_0 < 0,5 \cdot 10^{-6}$ МэВ - распределением Максвелла.

В связи с тем, что спектр усреднения сечений в области тепловых нейтронов зависит от температуры T , для реакций радиационного захвата в библиотеке созданы наборы сечений активации для наиболее характерных температур $T=300$ К и $T=500$ К.

В рамках библиотеки активационных констант "Активация" также были созданы файлы характеристик 46 радионуклидов, образующихся в результате тех реакций, сечения которых имеются в *SAIPS*.

В настоящей работе нашел развитие метод расчета полей ФИПА, предложенный в работе [3].

Достоинством модернизированного комплекса является то, что в расчетах производится подготовка библиотеки сечений специальным образом в *ANISN* формате, используя программу *MIXER**, что позволяет избавить модернизируемый расчетный комплекс от возможной некорректности при задании гетерогенных композиций.

Работоспособность комплекса иллюстрируется на расчете модели, имитирующей корпус реактора типа ВВЭР толщиной 19 см. Для оценок была выбрана геометрия задачи: на плоский слой корпусной стали 15х2НМФАА [4] перпендикулярно к поверхности падает мононаправленный поток нейтронов спектра реактора.

*

Программа написана В. А. Неретиным.

Производился расчет следующих функционалов поля излучения:

- удельная активность материала $A_v(r, T, t)$, Бк/см;
- мощность эквивалентной дозы, $\dot{H}_{\text{экр}}(r, T, t)$, Зв/с;
- мощность амбиентной дозы, $\dot{H}_{\text{амб}}(r, T, t)$, Зв/с.

Для указанных функционалов исследовались пространственная и временная зависимости (время кампании реактора T и время выдержки после остановки реактора t). Часть полученных данных приведена на рис. 1 и 2.

Анализ этих данных позволяет сделать следующие выводы:

а) основной вклад в полную активность корпуса ВВЭР и мощность дозы ФИПА на предполагаемое время начала работ по снятию с эксплуатации ($t \geq 2$ года) дают радионуклиды, образующиеся по следующим реакциям $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$ и $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$, причем для 2 года определяющим является ^{54}Mn , а для $t \leq 3$ года - ^{60}Co (при $t = 6,5$ лет вклад в полную активность от ^{54}Mn , образованного по реакции $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ не превышает 10%);

б) пространственное распределение активностей различных радионуклидов в корпусе реактора определяется пространственно-энергетическим распределением в нем нейтронов при работе реактора в режиме эксплуатации. Так, активность ^{60}Co , образующегося за счет радиационного захвата, в основном, тепловых нейтронов, быстро спадает по толщине корпуса, пространственное же распределение ^{54}Mn , образующегося по пороговой реакции, хорошо коррелирует с пространственным распределением потока быстрых нейтронов в железе и может быть в первом приближении описано экспоненциальной зависимостью $A_{^{54}\text{Mn}}(x) \approx \exp(-x/L_{\text{рел}})$, где $L_{\text{рел}}$ - длина релаксации нейтронов спектра деления в железе. Поэтому, в частности, на внутренней поверхности корпуса мощность эквивалентной дозы \dot{H}_v ФИПА определяется излучением ^{54}Mn до времени выдержки $t \approx 9$ мес, а на внешней - до времени $t \approx 2$ года 4 мес. После этого времени по всей толщине корпуса определяющим $\dot{H}_{\text{экр}}$ ФИПА становится излучение ^{60}Co .

В настоящей работе была создана усовершенствованная версия программы SWANLAKE [5] - SWANLAKE-АСТ, впервые реализующая предложенные в работе [3] алгоритмы линейной теории возмущений для расчетов коэффициентов чувствительности функционалов R поля ФИПА к исходным параметрам задач: к сечениям нейтронных реакций к ядерным концентрациям активируемых изотопов к значениям постоянных распада ядер-продуктов активации.

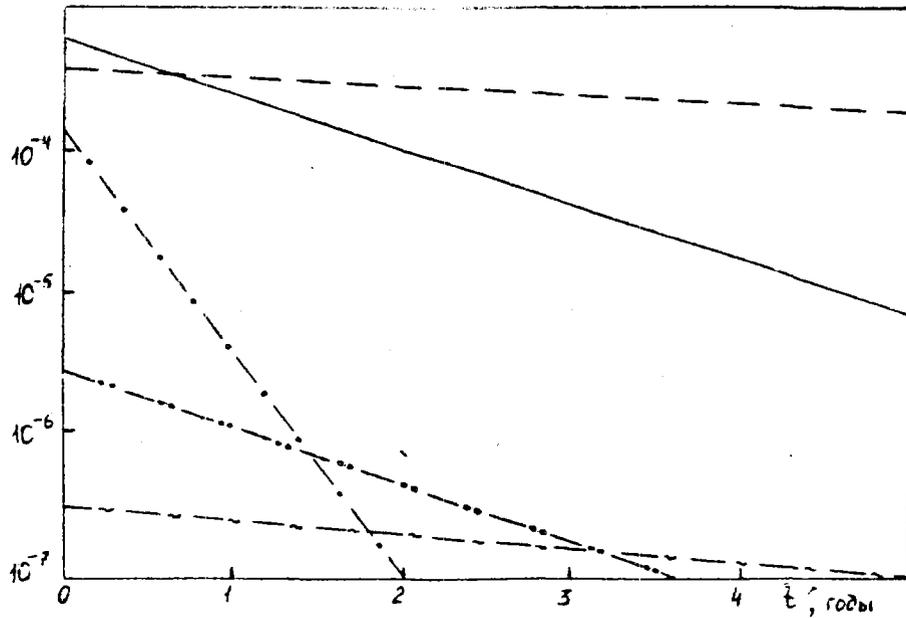


Рис. 1. Зависимость мощности эквивалентной дозы $\dot{H}_{\text{экв}}$ на внутренней стороне корпуса реактора типа ВВЭР после 30 лет его эксплуатации от времени выдержки t для различных реакций активации:

----- $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$, ——— $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$, - - - - - $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58+58m}\text{Co}$,
 $^{55}\text{Mn}(n, 2n)^{54}\text{Mn}$, - - - - $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60+60m}\text{Co}$

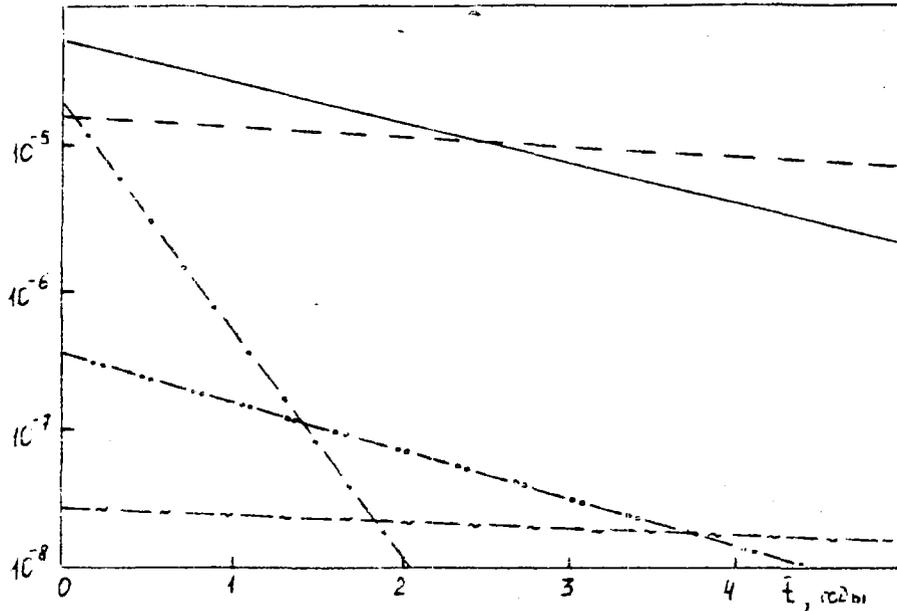


Рис. 2. Зависимость мощности эквивалентной дозы $\dot{H}_{\text{экв}}$ на внешней стороне корпуса реактора типа ВВЭР после 30 лет его эксплуатации на уровне центра активной зоны от времени выдержки t для различных реакций активации:

----- $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$, ——— $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$, - - - - - $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58+58m}\text{Co}$,
 $^{55}\text{Mn}(n, 2n)^{54}\text{Mn}$, - - - - $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60+60m}\text{Co}$

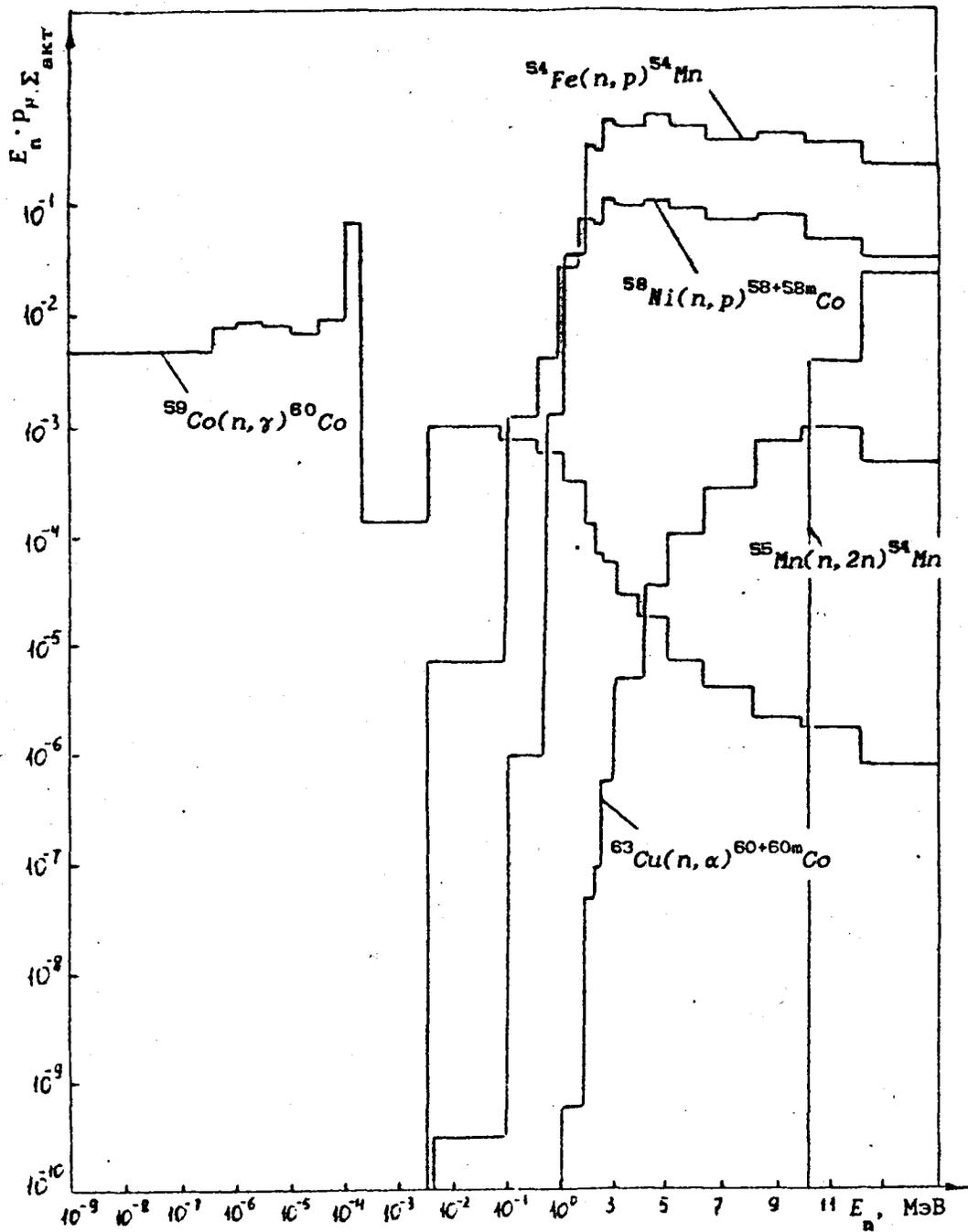


Рис.3. Профили чувствительности мощности эквивалентной дозы \dot{H} на внешней стороне корпуса реактора типа ВВЭР, после 30 лет его эксплуатации, к макроскопическим сечениям на момент остановки реактора ($t=0$) для различных реакций активации

С использованием программы SWANLAKE-АСТ для исследованной в работе композиции были рассчитаны энергетические зависимости профилей чувствительности к макроскопическим сечениям активации, мощности эквивалентной дозы активационного излучения остановленного для снятия с эксплуатации реактора типа ВВЭР.

Часть этих результатов приведена на рис.3. Они показывают, в частности, что результаты расчета характеристик поля ФИПА не очень чувствительны к значениям этих сечений и погрешность, с которой известны сечения активации, не может дать существенный вклад в полную погрешность расчета ФИПА, по сравнению с вкладом за счет неточности расчета поля нейтронов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Morrison G., Straker E., Odegaarden E. //Trans. Am. Nucl. Soc. 1972. V. 155. P. 53.
2. Бондарс Х.Я. //Изв. АН Латв. ССР. Сер. физ. и техн. наук. 1980. Вып.2. С.3. Часть 1.
Там же. 1981. Вып.1. С.9. Часть 2.
Там же. 1981. Вып.5. С.3. Часть 3.
3. Машкович В.П., Осипьянц И.А., Строганов А.А. Расчет характеристик поля фотонного излучения продуктов активации и чувствительности функционалов этого поля к входным параметрам расчета. Защита от ионизирующих излучений: Сборник научных трудов. М. 1988. С.71.
4. Кудрявцев О.Г., Назарова А.А. Пластичность, прочность и сопротивление разрушению материалов и элементов конструкций ядерных энергетических установок. М.: Энергоатомиздат, 1988. С.95.
5. Bartine D.E., Mynatt E.R., Oblow E.M. SWANLAKE - A Computer Code Utilizing ANISN Transport Calculation for Cross-Section Sensitivity Analysis. ORNL-TM-3809, 1973.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

Доклады секции 4
ПОГРЕШНОСТИ РАСЧЕТОВ ЗАЩИТЫ, ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА
К ИЗМЕНЕНИЮ ВХОДНЫХ ПАРАМЕТРОВ

УДК 621.039.58

АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ НЕЙТРОНОВ
И ВТОРИЧНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ТЕСТОВЫХ РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ

Ю. И. Балашов, К. Ю. Белов, М. А. Берзонис,
В. В. Болятко, А. В. Кячин

Московский инженерно-физический институт

ANALYSIS OF NEUTRON AND SECONDARY GAMMA-RADIATION FUNCTIONALS SENSITIVITY FOR TEST DESIGN MODELS. Sensitivity analysis of most important functionals of neutron field and secondary gamma-radiation in test design models of fast reactor shielding is carried out. Consideration is given to salient features of neutron and secondary gamma-radiation functionals formation, features of sensitivity index calculation for secondary gamma-radiation. The calculation results are presented for neutron, photon and equivalent dose energy release sensitivity index to interaction cross-sections.

Работа посвящена особенностям формирования важнейших функционалов поля нейтронов и вторичных фотонов для тестовых моделей радиационной защиты реактора на быстрых нейтронах. При рассмотрении особое внимание уделено анализу чувствительности функционалов вторичного гамма-излучения в смешанном поле n - γ -излучения.

Используемые композиции расчетных моделей быстрых реакторов - радиальная и аксиальная защиты - подробно рассмотрены в работе [1]. Схемы расчетных моделей представлены на рис. 1. Информация о пространственном распределении важнейших функционалов и о чувствительности плотности потока быстрых нейтронов приведена в работе [2]. В настоящей работе исследуются закономерности формирования энерговыделений нейтронов и фотонов, нейтронной

и фотонной компоненты эквивалентной дозы, анализируются коэффициенты чувствительности нейтронов и вторичного гамма-излучения. В расчетах использовались проблемно-ориентированные пространственно-зависимые библиотеки констант БН-(28+15) (28 нейтронных и 15 гамма-групп), полученные усреднением по спектрам в зонах защиты быстрого реактора из библиотеки VITAMIN-C.

Расчеты переноса излучения и анализ чувствительности проводились по комплексу программ ANISN-ЗАКАТ-3 [3], причем в данной работе комплекс ЗАКАТ-3 был модифицирован для того, чтобы рассчитать отдельные составляющие чувствительности функционалов, n - γ -излучения (обусловленные переносом нейтронов (p^{n-n}), фотонов ($p^{\gamma-\gamma}$), образованием вторичного фотонного излучения ($p^{n-\gamma}$).

На рис. 2 в качестве примера показаны энергетические зависимости коэффициентов чувствительности энерговыделения нейтронов и фотонов для $R=290$ см (начало графитовой зоны). Табл. 1 и 2 иллюстрируют вклады отдельных зон и процессов взаимодействия в полную чувствительность. В этих таблицах обозначено: P_{Σ} - полная чувствительность, P_{Σ_s} - чувствительность к сечению рассеяния, P_{Σ_a} - к сечению поглощения. Отметим, что для фотонов P_{Σ_s} включает в себя также и чувствительность к вторичному фотонному излучению. В табл. 3 и 4 показаны отдельные составляющие чувствительности энерговыделения и эквивалентной дозы к сечениям рассеяния. В таблицах прочерком отмечены зоны с коэффициентом чувствительности меньше 10^{-3} .

На основании анализа результатов, представленных на рис. 2 и в табл. 1-4, можно сформулировать некоторые важные закономерности формирования функционалов поля n - γ -излучения.

1. По мере удаления от источника вклады нейтронной и фотонной составляющей в полную чувствительность изменяются. Если для эквивалентной дозы для зон, близких к источнику, полный коэффициент чувствительности определяется нейтронами, то начиная со стальной защиты, полный коэффициент чувствительности на 60-90% определяется чувствительностью к γ -группам. Для энерговыделения коэффициенты чувствительности для нейтронов в 5-6 раз превосходят коэффициенты чувствительности для фотонов для всей защиты.

Таблица 1

Коэффициенты чувствительности энерговыделения для $R=290$ см
в радиальном направлении защиты

Зоны		Зоны с источником	Стальная защита	Графитовая зона	Вся защита
n	P_{Σ}	-1,605	-5,514	0,411	-6,707
	P_{Σ_s}	-1,423	-4,631	0,799	-5,255
	P_{Σ_d}	-0,183	-0,883	-0,388	-1,455
γ	P_{Σ}	-	-0,556	-0,384	-0,939
	P_{Σ_s}	-	-0,728	-0,462	-1,189
	P_{Σ_d}	-	-0,031	-0,032	-0,064

2. Основной вклад в чувствительность эквивалентной дозы дают: для нейтронной составляющей - перенос нейтронов через бассейн с натрием, а для фотонной - перенос фотонов через последний слой железа железо-графитовой защиты. Основной вклад в энерговыделение нейтронов дают зоны с источником и стальная защита, а для фотонов - стальная защита и графитовая зона.

3. Для всей защиты значения коэффициентов чувствительности к $n\rightarrow\gamma$ -переходам значительно меньше, чем к $n\rightarrow n$ -переходам как для энерговыделения (\approx в 6 раз), так и для эквивалентной дозы (в 16 раз).

4. Анализируя пространственные зависимости $P_{\Sigma_s}^{n-n}$ и $P_{\Sigma_s}^{n-\gamma}$ видно, что основной вклад в $P_{\Sigma_s}^{n-n}$ для энерговыделения дает стальная защита, а в чувствительности к $n\rightarrow n$ - и $n\rightarrow\gamma$ -переходам стальная защита и графитовая зона. Для эквивалентной дозы чувствительность к $n\rightarrow n$ - и $n\rightarrow\gamma$ -переходам определяется бассейном с натрием и стальной защитой, а чувствительность к $\gamma\rightarrow\gamma$ -переходам - последним слоем железа и стальной защитой. С удалением от источника $P_{\Sigma_s}^{n-n}$ и $P_{\Sigma_s}^{n-\gamma}$ уменьшаются, причем для $n\rightarrow n$ -переходов снижение плавное, а для $n\rightarrow\gamma$ - скачкообразное, повышаясь в зонах, где есть железо.

Полученные результаты могут быть полезны при анализе закономерностей формирования функционалов поля нейтронов и вторичных гамма-квантов в защите быстрых реакторов.

Таблица 2

Коэффициенты чувствительности эквивалентной дозы за аксиальной защитой

Зоны		Бассейн с Na	Сталь	Зона с Na	Сталь	Графит	Железо	Графит
n	P_{Σ}	-9,098	-2,529	-0,248	-0,144	-0,043	-0,023	-0,013
	P_{Σ_s}	-8,284	-1,264	-0,185	-0,010	-0,041	0,030	-0,012
	P_{Σ_d}	-0,813	-1,266	-0,062	-0,134	-0,002	-0,053	-0,001
γ	P_{Σ}	0,662	-4,343	-1,570	-2,700	-1,318	-1,275	-1,511
	P_{Σ_s}	-0,797	-6,080	-1,932	-3,765	-1,513	-1,752	-1,697
	P_{Σ_d}	-	-0,002	-	-0,002	-	-0,001	-

Зоны		Железо	Графит	Железо	Вся защита
n	P_{Σ}	-0,005	-0,009	-0,005	-18,48
	P_{Σ_s}	0,003	-0,009	-0,004	-15,48
	P_{Σ_d}	-0,008	-	-0,001	-3,020
γ	P_{Σ}	-1,398	-1,717	-11,05	-27,57
	P_{Σ_s}	-1,888	-1,907	-13,81	-35,15
	P_{Σ_d}	-0,001	-	-0,131	-0,137

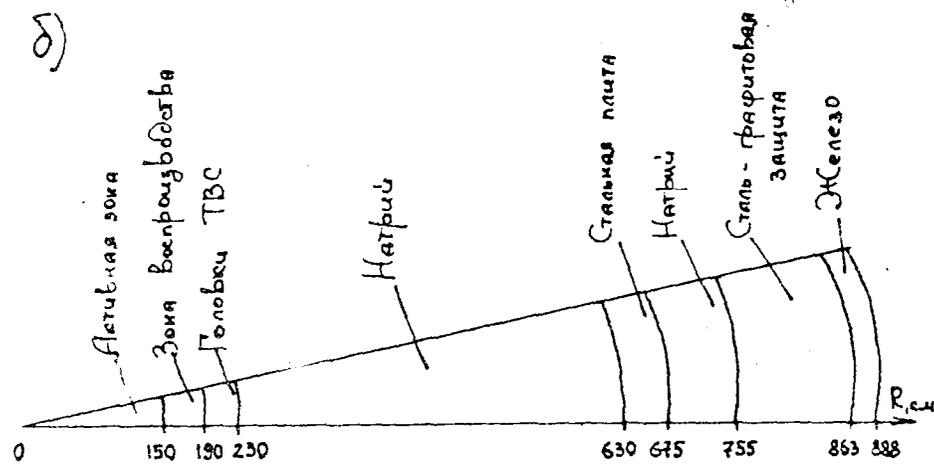
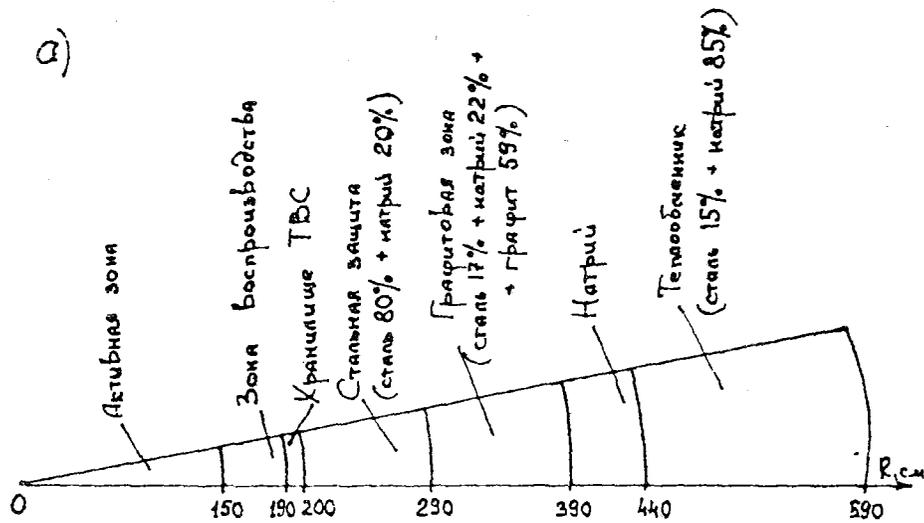


Рис. 1. Одномерные сферические расчетные модели защиты: в радиальном направлении (а), в аксиальном направлении (б)

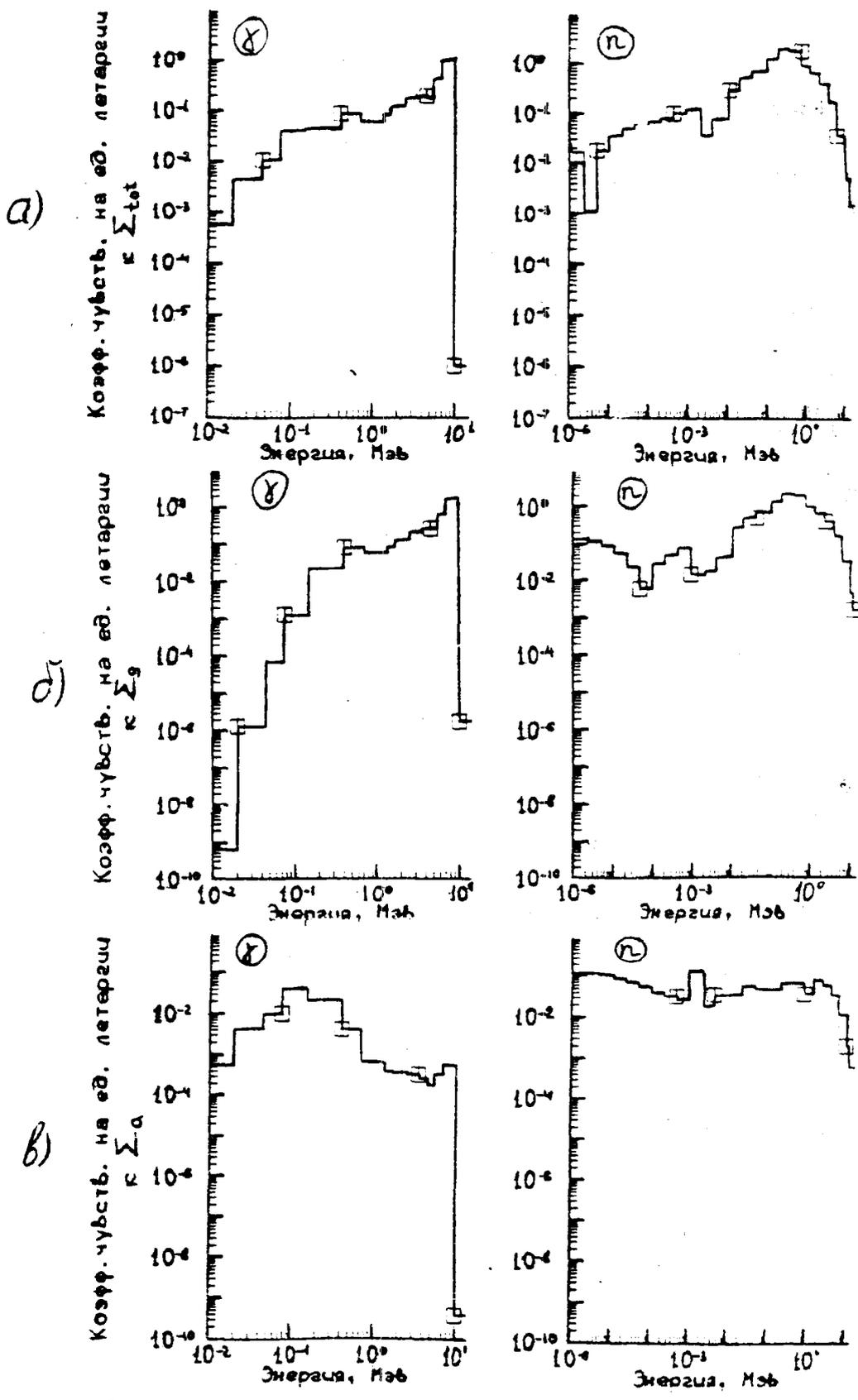


Рис. 2. Энергетические зависимости коэффициентов чувствительности энерговыделения нейтронов и фотонов при $R=290$ см к сечениям взаимодействия (а), рассеяния (б), поглощения (в)

Таблица 3

Коэффициенты чувствительности энерговыделения для $R=290$ см
радиальной защиты к сечениям рассеяния

Зоны		Зоны с источником	Стальная защита	Графитовая зона	Вся защита
n	P_{Σ_s}	-1,423	-4,631	0,799	-5,255
	$P_{\Sigma_s}^{n-n}$	-1,423	-5,104	0,331	-6,197
	$P_{\Sigma_s}^{n-\gamma}$	-	0,473	0,468	0,942
γ	$P_{\Sigma_s}^{\gamma-\gamma}$	-	-0,728	-0,462	-1,189

Таблица 4

Коэффициенты чувствительности эквивалентной дозы
за аксиальной защитой к сечениям рассеяния

Зоны		Бассейн с Na	Сталь	Зона с Na	Сталь	Графит	Железо	Графит
n	P_{Σ_s}	-8,284	-1,264	-0,185	-0,010	-0,041	-0,030	-0,012
	$P_{\Sigma_s}^{n-n}$	-8,428	-2,027	-0,198	-0,110	-0,041	-0,014	-0,012
	$P_{\Sigma_s}^{n-\gamma}$	-0,144	0,763	0,013	0,100	-	0,044	-
γ	$P_{\Sigma_s}^{\gamma-\gamma}$	-0,797	-6,080	-1,932	-3,765	-1,513	-1,752	-1,697

Зоны		Железо	Графит	Железо	Вся защита
п	$P_{\Sigma s}$	0,003	-0,009	-0,004	-15,48
	$P_{\Sigma s}^{n-n}$	0,004	-0,009	-0,005	-16,57
	$P_{\Sigma q}^{n-\gamma}$	0,007	-	0,001	1,09
γ	$P_{\Sigma s}^{\gamma-\gamma}$	1,888	-1,907	-13,81	-35,15

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Савицкий В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов: Препринт ФЭИ-1290. Обнинск, 1982.
2. Балашов Ю.И. и др. Формирование функционалов поля нейтронов и фотонов в расчетных моделях защиты быстрого реактора. Публикуется в данном сборнике.
3. Берзонис М.А., Болятко В.В. // Атомная энергия. 1989. Т.66. Вып. 4. С.287.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ ХАРАКТЕРИСТИК СКАЙШАЙН К ОСНОВНЫМ
ПАРАМЕТРАМ ИСТОЧНИКА И ДЕТЕКТОРА

И. С. Лагутина, В. П. Машкович, А. А. Строганов

Московский инженерно-физический институт

SENSITIVITY OF SKYSHINE TO THE MAIN PARAMETERS OF SOURCE AND DETECTOR. Sensitivity of photon radiation skyshine to angular and energy variables of source assignment and detector response functions have been investigated in the Monte-Carlo method (differentiation of contributions). Quantitative data on the above sensitivities for photon energies from 0.3 to 2.75 MeV and source-detector distances from 0.2 to 5 free-path lengths is presented. The ways of this information application for the calculations (with estimation of error) of skyshine values for random energy-angular distributions of a source and detector function is shown.

Для решения ряда практических задач физики защиты необходимы сведения о характеристиках поля рассеянного излучения, попадающего в точку детектирования после отражения от воздуха вблизи границы с землей, так называемый скайшайн, $S_j^i(H_S, E_0, \theta_0, H_D, R)$ излучения источника единичной мощности частиц i -го типа (нейтронов, фотонов и т. д.) с энергией E_0 , углом коллимации θ_0 , расположенного на высоте H_S над поверхностью земли и на расстоянии R (по горизонтали) от детектора, регистрирующего функционал поля излучения j -го типа (плотность потока, число частиц, интенсивность, мощность дозы и т. д.) и расположенного на высоте H_D над поверхностью земли.

Систематическое исследование скайшайн фотонного излучения в нашей стране выполнено в работе [1], в которой представлена обширная количественная информация, приведены аппроксимирующие ее эмпирические формулы и установлены основные физические закономерности формирования скайшайн фотонов точечного источника для дискретных значений исходных параметров задачи E_0, θ_0, H_S, H_D . Здесь же приведены примеры практического использования полученных данных.

В целом, результаты работы [1] достаточны для решения большинства задач защиты от скайшайн фотонов. Однако достаточно важный круг вопросов – оптимизация защиты от скайшайн, расчет характеристик скайшайн источника фотонов сложного, возможно меняющегося со временем энергетического состава (например, при перегрузке топлива в ядерных реакторах или в аварийных ситуациях на АЭС) и, наконец, оценка погрешности расчетных предсказаний значений скайшайн и вариации этих значений за счет изменения начальных параметров задачи $\{x_n\}$ – требует знания коэффициентов чувствительности [2] результатов расчетов скайшайн к изменениям этих параметров $p_S(x_n)$. Обычно значения коэффициентов чувствительности рассчитывают методами прямой замены (ПЗ) и линейной теории возмущений.

Целью настоящей работы является проведение исследования чувствительности скайшайн к основным исходным параметрам расчета.

В работе [1] было показано, что на величину дозового скайшайн фотонов $S(H_S, E_0, \theta_0, H_D, R)$ при фиксированных мощности W источника и расстояния источник-детектор R основное влияние оказывает угол коллимации θ_0 и энергия E_0 фотонов источника, а также высота источника H_S и детектора H_D . Отметим, что из-за линейности уравнения переноса любые характеристики скайшайн зависят от мощности источника W прямо пропорционально. Для зависимости скайшайн от R в ряде работ, в частности, в работе [1] предложены аппроксимационные формулы. Обычно в физике защиты значительный интерес представляет чувствительность результатов расчетов полей излучений к сечениям взаимодействия, наиболее существенная при прохождении излучения через защиту большой оптической толщины. Однако задачи скайшайн близки к задачам альbedo излучения от полубесконечного отражателя постоянного изотопного состава (воздух). В этих задачах, как известно, для плоского источника зависимость результатов расчетов от плотности среды ρ отсутствует, а для точечного источника может быть учтена с помощью очевидного масштабного соотношения

$$S(\rho, R) = \left[\frac{\rho}{\rho_0} \right]^2 S \left[\rho_0, R_0 = \frac{\rho}{\rho_0} R \right]. \quad (1)$$

Поправки к формуле (1), возникающие при переходе от задачи альbedo к задаче скайшайн за счет влияния грунта и изменения плотности воздуха с высотой, сравнительно невелики и достаточно хорошо изучены в работе [3].

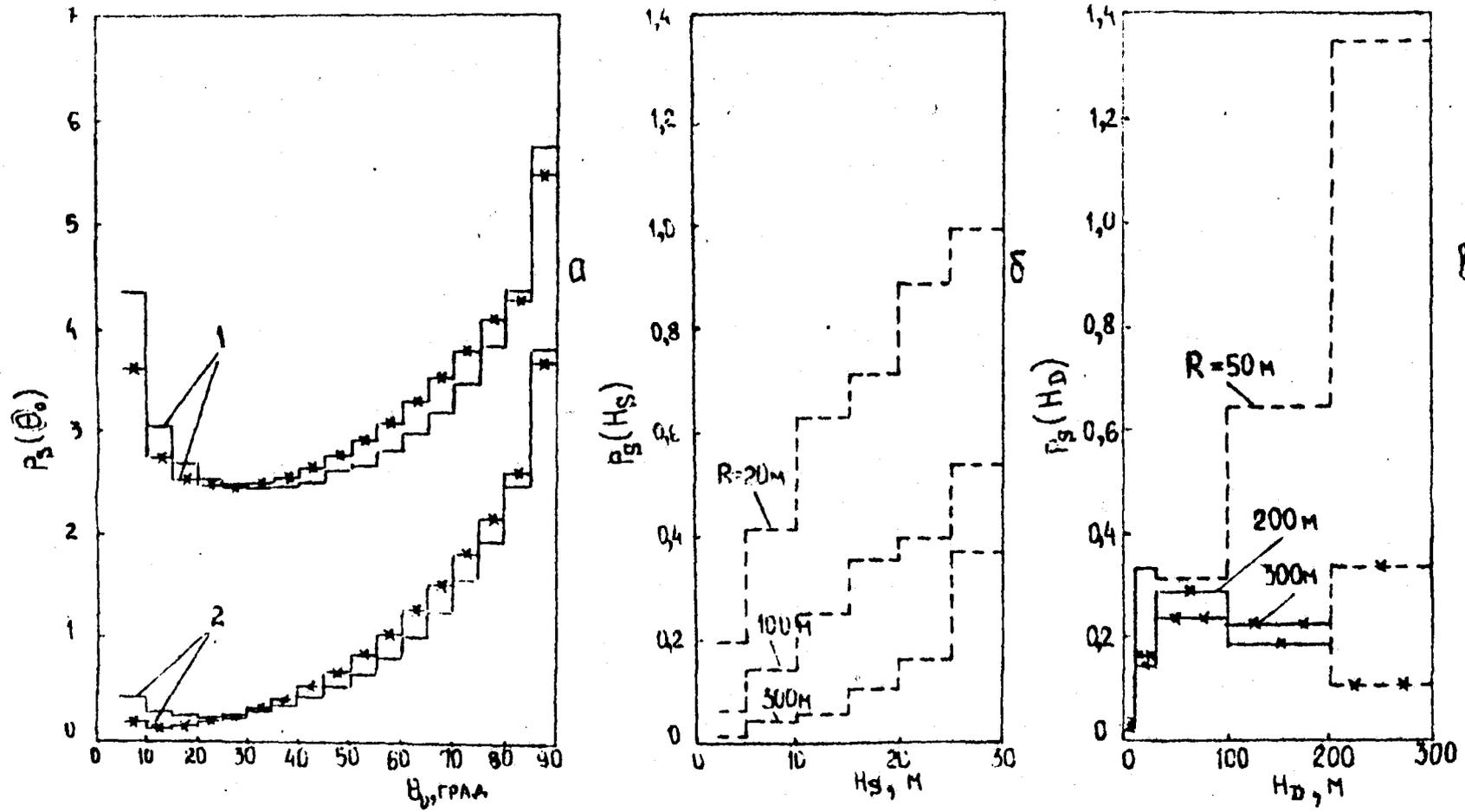


Рис. 1. Зависимость относительной чувствительности скайшайн по эквивалентной дозе S к половинному углу коллимации θ_0 источника фотонов мощностью 1 фот.ист. в 4П ср в с (1) и 1 фот.ист. в 1 с (2) дл) различных R :
 ---- - 20 м; -*- - 100 м (а); к высоте источника H_S для угла $\theta_0 = 60^\circ$ (б);
 к высоте детектора H_D для $\theta_0 = 30^\circ$ (в) для источника фотонов с $E_0 = 0,7$ МэВ

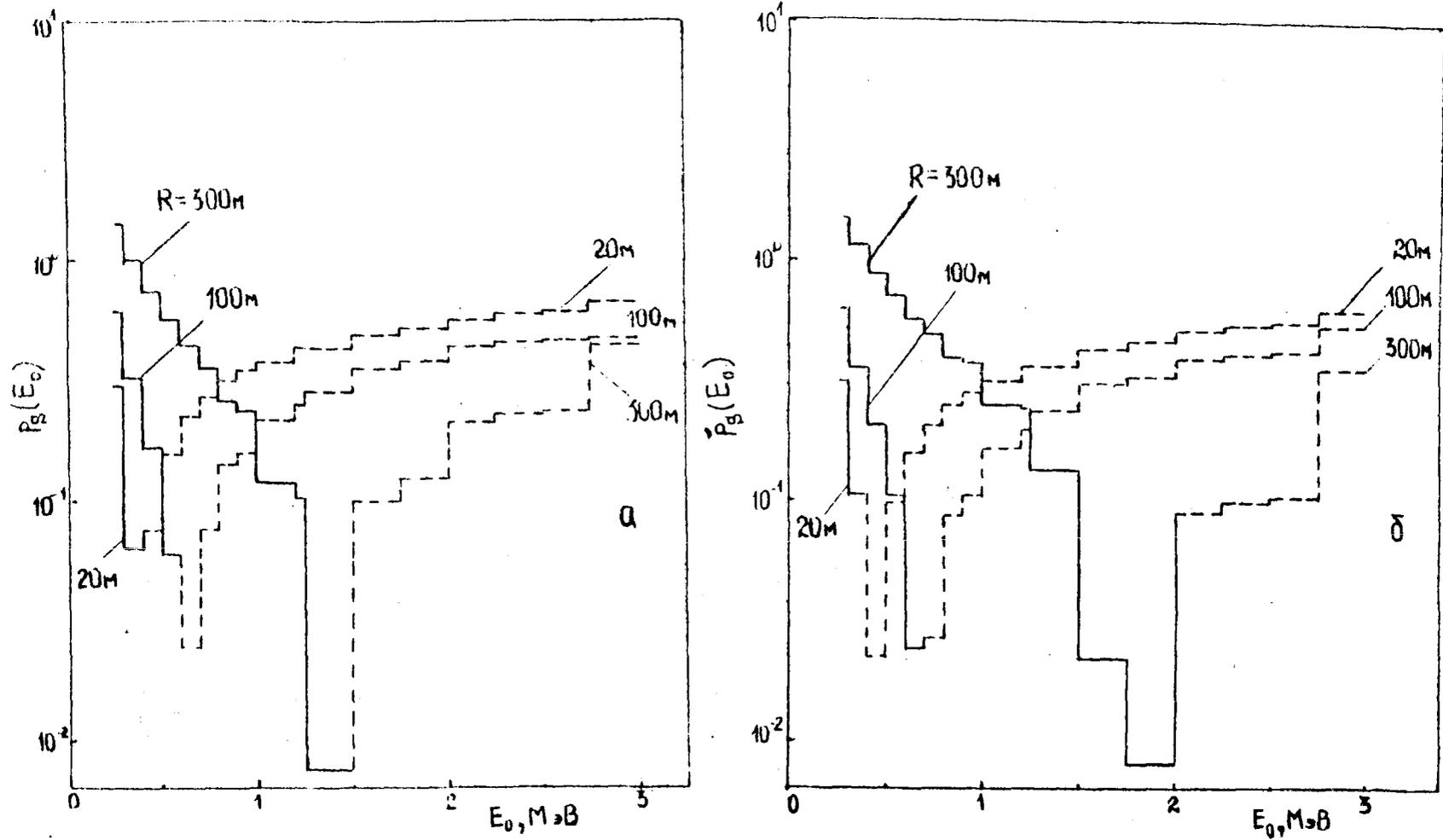


Рис. 2. Зависимость относительной чувствительности скайшайн к энергии фотонов источника E_0 для угла коллимации $\theta_0 = 30^\circ$ (а); 60° - (б)

Оценки показывают, что реально существующие вариации плотности воздуха ρ влияют на значения макроскопических сечений взаимодействия излучения

$$\Sigma_{\kappa}(E) = \rho \frac{N_A}{M} \sum_{\kappa=1}^{K_{\text{эл}}} \rho_{\kappa}^{\text{яд}} \sigma_{\kappa\kappa}(E), \quad (2)$$

а значит и на результаты расчетов любых характеристик полей излучений в существенно большей степени, чем погрешности микроскопических сечений взаимодействия $\sigma_{\kappa}(E)$. В выражении (2) N_A - число Авогадро, M - молекулярный вес среды, $\rho_{\kappa}^{\text{яд}}$ - относительные ядерные плотности отдельных элементов, $K_{\text{эл}}$ - их число, κ - тип взаимодействия. Тем более справедливы эти оценки для задач скайшайн фотонов исследованного в работе диапазона энергий ($0,3 \text{ МэВ} \leq E_0 \leq 2,75 \text{ МэВ}$), в котором значения сечений всех типов взаимодействия фотонов с элементами, входящими в состав воздуха, известны с точностью не хуже (2-3)%. Поэтому чувствительность к микроскопическим сечениям взаимодействия в задачах расчета скайшайн всегда несущественна по сравнению с чувствительностью к другим исходным параметрам расчета. Учитывая это, в настоящей работе была исследована чувствительность результатов расчетов скайшайн фотонов к наиболее значимым параметрам задачи: углу коллимации θ_0 и энергии E_0 фотонов источника, высотам источника H_S и детектора H_D .

Анализ чувствительности проводился методом прямой замены, в частности, методом "дифференциации вкладов от траекторий" (ДВТ), представляющим собой, по существу, эффективную расчетную реализацию метода ПЗ, используемую при решении задач переноса излучений методом Монте-Карло и заключающуюся в следующем: при моделировании процесса переноса частицы запоминаются все или некоторые ее промежуточные состояния (в настоящих расчетах - значения параметров, при которых частица покинула источник или попала в детектор), т.е. сразу рассчитывается табулированная зависимость результата S от значений этих параметров $\{x_n\}, n=1, \dots, N$, после чего искомые чувствительности $p_S(x_n)$ определяются численным дифференцированием.

Для расчетов $p_S(x_n)$, была создана программа НЕБО-ЛЗТ, представляющая собой соответствующую модификацию программы НЕБО [1]. Некоторые результаты исследований представлены в качестве примера на рис. 1, 2.

Результаты по исследованию чувствительности могут быть использованы при решении большого круга задач. Рассмотрим некоторые из них.

1. Оценка погрешности расчета, обусловленной неопределенностью задания входных параметров (угла коллимации, изотопного состава, высоты источника над землей).

2. Количественная оценка изменений величины скайшайн при малых изменениях в проекте. Для этого можно воспользоваться формулой:

$$\eta(\Delta x_n) = p_s(x_n) \frac{\Delta x_n}{x_n} . \quad (3)$$

Например, для источника фотонов с энергией $E_0 = 1,25$ МэВ, для $R = 20$ м и $\theta_0 = 50^\circ$ при изменении угла коллимации θ_0 на 5° дозовый скайшайн на 28,4% при нормировке мощности источника 1 фот.ист. в 4П ср в 1 с и на 7,5% при нормировке 1 фот.ист. в 1 с в телесный угол коллимации.

3. Планирование реперных экспериментов для выбора наиболее оптимальной модели эксперимента.

4. Изучение закономерностей распространения излучения в веществе на основе физической интерпретации функции относительной чувствительности. Выделение наиболее и наименее значимых процессов взаимодействия для формирования поля скайшайн излучения.

5. Создание приближенных методик расчетов полей скайшайн излучения и определение границ их применимости.

6. Использование относительной чувствительности для задач оптимизации защиты, создания (с целью экономии машинного времени) приближенных методик оптимизации и оценки погрешности расчетов, возникающей при использовании этих методик.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лагутина И.С., Машкович В.П., Строганов А.А., Черняев А.М.
//Атомная энергия. 1989. Т.66, № 2. С.103.
2. Погрешности расчетов защиты от излучений/В.В.Болятко, М.Ю.Вырский, А.И.Илюшкин и др./Под ред. В.П.Машковича. М.: Энергоатомиздат, 1983.
3. Распространение ионизирующих излучений в воздухе/В.А.Климанов, С.Н.Коновалов, В.А.Кочанов и др./Под ред. В.И.Кухтевича и В.П.Машковича. М.: Атомиздат, 1979.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ФОРМИРОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ НЕЙТРОНОВ И ФОТОНОВ
В РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЯХ ЗАЩИТЫ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

Ю. И. Балашов, М. А. Берзонис, В. В. Болятко, А. В. Кячин

Московский инженерно-физический институт

NEUTRON AND PHOTON FIELD FUNCTIONALS FORMATION IN CALCULATED MODELS OF FAST REACTOR SHIELDING. The regularities of basic neutron field functionals and secondary gamma-radiation formation in reference calculated models of pool-type fast neutron reactor shielding are investigated. The calculation results of sensitivity index of radiation damage and equivalent dose to interaction cross-sections are presented. The data obtained is analyzed by sensitivity profile and certain practical recommendations are devised.

В последнее время в физике защиты все более широко применяется аппарат анализа чувствительности [1]. В настоящей работе для тестовых расчетных моделей реактора на быстрых нейтронах приводятся результаты исследования важнейших функционалов поля нейтронов и вторичных фотонов. Такими функционалами являются: 1) плотность потока нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ ($\varphi_{0.1}$), которая используется для оценки радиационных повреждений в элементах конструкции реактора; 2) активация натрия в теплообменнике (A_{Na}); 3) нейтронная и фотонная компонента мощности эквивалентной дозы ($\dot{H}_n, \dot{H}_\gamma$) за биологической защитой; 4) мощность кермы нейтронов и фотонов ($\dot{K}_n, \dot{K}_\gamma$), которая используется для оценки радиационных энерговыделений в защите реактора. Исследования для функционалов проводились и ранее [2,3], но исследовались только некоторые функционалы поля нейтронов, причем радиационные энерговыделения оценивались с помощью модельного представления и без учета переноса фотонов. В данной работе исследуются как нейтронные, так и фотонные функционалы, а радиационные энерговыделения рассчитываются точно с учетом переноса фотонов.

В работе исследовались одномерные сферические расчетные модели радиационной защиты энергетических реакторов на быстрых нейтронах с интегральной схемой компоновки оборудования [4]. Ядерный состав материалов,

использованный в моделях, зонная структура этих моделей, распределение плотности делений приведены в работе [4]. Расчеты проводились для двух тестовых моделей радиационной защиты быстрого реактора: а) радиальное направление на промежуточный теплообменник и б) аксиальное направление на верхнюю поворотную пробку. Для этих двух моделей были получены проблемно-ориентированные пространственно-зависимые библиотеки сечений БН-(28+15) (28 нейтронных и 15 гамма-групп), созданные сверткой (усреднением по спектрам в пространственных зонах) из мультигрупповой библиотеки VITAMIN-C с помощью комплекса программ AMPX-II [5]. Границы групп этих библиотек выбирались так, чтобы они примерно совпадали с границами отечественной библиотеки БНАБ. Следует отметить, что расхождение расчетов исследуемых функционалов по библиотекам БН-(28+15) и VITAMIN-C составляет не более 20%. Расчеты проводились по библиотекам БН-(28+15) с помощью комплекса программ FNISN-ЗАКАТ-3 [6]. В качестве примера в табл. 1 приведены значения функционалов, в табл. 2 - относительные чувствительности A_{Na} и $\varphi_{0.1}$ для радиальной защиты, в табл. 3 - вклад отдельных зон в чувствительность \dot{H}_n и \dot{H}_γ к сечению взаимодействия, на рис. 1 - профили чувствительности \dot{H}_n и \dot{H}_γ за аксиальной защитой. Кроме этого, для сравнения проводились расчеты по библиотекам CASK, VITAMIN-C и БНАБ. Коэффициенты чувствительности для библиотеки БНАБ рассчитывались с помощью комплекса программ РОЗ-6-ЗАКАТ-2 [7].

Таблица 1

Значения функционалов

Аксиальная защита				Радиальная защита			
R, см	\dot{H}_n , бэр·с ⁻¹	\dot{H}_γ , бэр·с ⁻¹	$\varphi_{0.1}$, см ⁻² ·с ⁻¹	R, см	\dot{K}_n , Вт·см ⁻³	K_γ , Вт·см ⁻³	$\varphi_{0.1}$, см ⁻² ·с ⁻¹
230	1,62+6*	3,21+4	2,73+13	200	2,23+6	2,71+7	2,32+14
600	2,32+2	1,04+2	1,95+7	290	4,00+3	5,86+4	2,09+11
750	5,58-3	9,90-3	1,28+4	390	-	-	1,86+4
830	3,71-7	3,40-5	2,39-1	440	-	-	2,49+3
888	4,22-11	2,16-8	1,55-3	590	-	-	5,42-1

* Читать как $1,62 \cdot 10^6$.

Таблица 2

Коэффициенты чувствительности A_{Na} и $\varphi_{0.1}$ к сечениям взаимодействия для всей защиты, полученные для различных библиотек

Зоны	Активация натрия (A_{Na})				$\varphi_{0.1}$			
	Стальная защита	Графит в трубах	Бассейн с Na	Теплообменник	Вся защита	Зона воспроизводства	Хранилище ТВС	Вся защита
БНАБ	-5,086	-12,273	-1,143	-0,954	-19,456	-1,507	-0,683	-2,190
CASK	-5,429	-9,566	-0,788	-0,996	-17,447	-1,756	-0,549	-2,862
БН-28	-6,810	-13,116	-1,277	-0,980	-22,183	-0,922	-0,543	-1,836
VITAMIN-C	-7,563	-14,470	-1,366	-0,990	-24,388	-	-	-

Таблица 3

Коэффициенты чувствительности эквивалентной дозы за аксиальной защитой к сечению взаимодействия

Зоны	Зоны с источником	Бассейн с Na	Стальная плита	Зона с Na	Сталь	Графит	Железо
R_n	-6,368	-9,098	-2,529	-0,248	-0,144	-0,043	-0,023
R_γ	-0,019	-0,662	-4,343	-1,570	-2,700	-1,318	-1,275

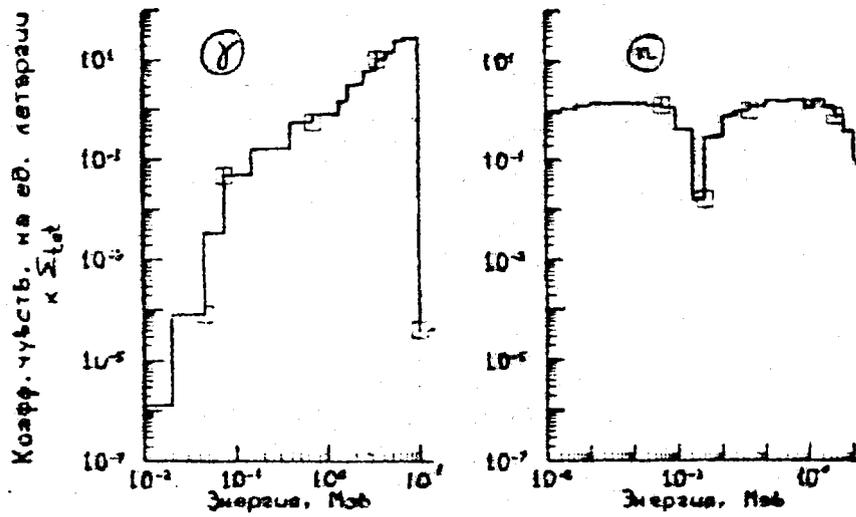
Зоны	Графит	Железо	Графит	Железо	Вся защита
R_n	-0,013	-0,005	-0,009	-0,005	-18,48
R_γ	-1,511	-1,398	-1,717	-11,05	-27,57

Из табл. 2 видно, что расхождение чувствительностей, рассчитанных по разным библиотекам, составляет не более 30% для A_{Na} и не более 40% для $\varphi_{0.1}$, хотя отличие самих функционалов для разных библиотек составляет порядки.

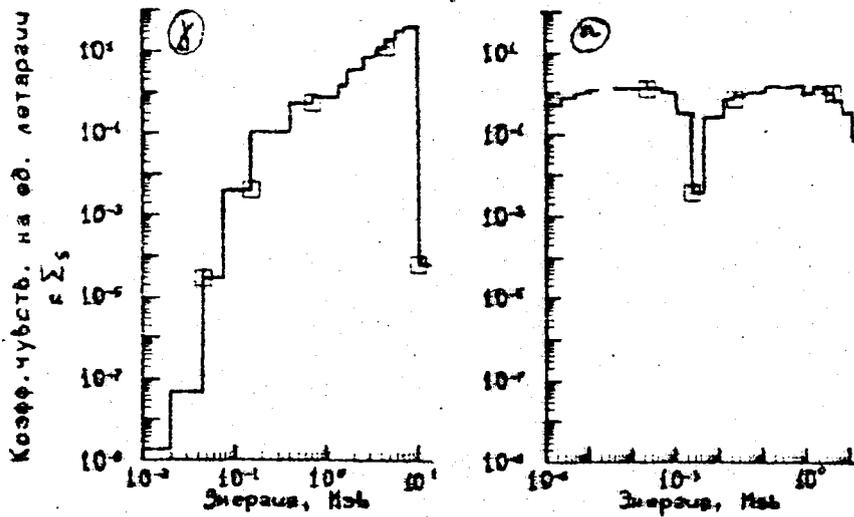
На рис. 1 показано, что для нейтронов основным процессом, дающим вклад в чувствительность эквивалентной дозы к сечению взаимодействия, является рассеяние, а поглощение мало влияет на формирование эквивалентной дозы. Это связано с тем, что основной вклад в функционал обусловлен нейтронами высоких энергий. Отметим еще, что чувствительность к сечению рассеяния нейтронов в низкоэнергетической части спектра имеет положительный знак вследствие того, что в индикатрису рассеяния включено образование вторичных фотонов в виде $n-\gamma$ -переходов, чувствительность к которым положительна.

Из табл. 3 видно, что для нейтронной компоненты основной вклад в чувствительность эквивалентной дозы дают зоны с источником (34%), бассейн с натрием (49%) и стальная плита (14%). Для вторичных фотонов основной вклад дают: последний слой железа (40%), в котором происходит рождение фотонов, определяющих дозу за защитой, и стальная плита (16%) после натриевого бассейна. Это связано с перераспределением нейтронной и фотонной компонент эквивалентной дозы: уменьшением σ нейтронной и увеличением фотонной компоненты эквивалентной дозы с удалением от источника (см. табл. 1), т.к. тонкие слои железа (4 см) не успевают поглотить достаточное число фотонов: длина пробега фотона с энергией 7,6 МэВ в железе составляет 4,3 см (на железе преобладает захватное γ -излучение с энергией 7,6 МэВ). В то же время в биологической защите происходит значительное уменьшение числа нейтронов, формирующих эквивалентную дозу.

а)



б)



в)

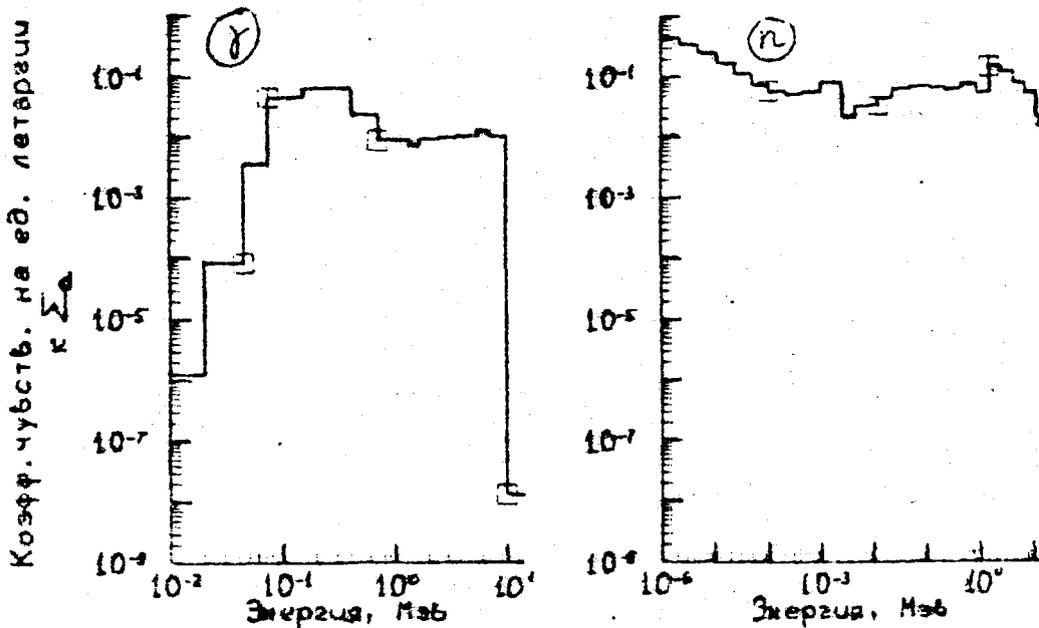


Рис. 1. Энергетические зависимости коэффициентов чувствительности эквивалентной дозы для всей защиты к сечению взаимодействия (а), рассеяния (б), поглощения (в)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Болятко В.В. и др. Погрешности расчетов защиты от излучений. М.: Энергоиздат, 1983.
2. Балашов Ю.И. и др. Использование анализа чувствительности результатов расчета к изменению входных параметров в задачах проектирования защиты реакторов на быстрых нейтронах: Препринт МИФИ № 002-87. М., 1987.
3. Балашов Ю.И. и др. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1986. Вып.2. С.48.
4. Савицкий В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов: Препринт ФЭИ -1290, Обнинск, 1982
5. AMPX-II. Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma-Ray Cross-Sections from Data in ENDF Format. ORNL, PSR-63. 1978.
6. Берзонис М.А., Болятко В.В. //Атомная энергия. 1989. Т.66. Вып. 4.
7. Балашов Ю.И. и др. ЗАКАТ-2: Система программ для исследования чувствительности функционалов поля излучения в реакторе и защите к сечениям взаимодействия.: Препринт ИПМ им. И.В.Келдыша, № 105, М. 1985.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

РАСЧЕТ ПОЛНОЙ И ЧАСТИЛЬНЫХ КОНСТАНТНЫХ СОСТАВЛЯЮЩИХ ПОГРЕШНОСТИ
ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ
МОДИФИЦИРОВАННОЙ ПРОГРАММЫ SWANLAKE И СИСТЕМ КОНСТАНТ
VITAMIN-C ENDF/B-IV

А. А. Довбенко, В. А. Нерезин, А. А. Строганов

Московский инженерно-физический институт

CALCULATION OF TOTAL AND PARTIAL CONSTANT COMPONENTS OF RADIATION FIELD FUNCTIONALS ERROR USING THE MODIFIED SWANLAKE CODE AND THE VITAMIN-C, ENDF-IV NUCLEAR DATA SYSTEMS. Consideration is given of two approaches to the determination of relative sensitivity of function and constant component of radiation field functional calculation error. The modification of the AMPX-II program system and the SWANLAKE code is described, which allows the calculations of radiation field functionals sensitivity to partial interaction cross-sections and secondary photon radiation yields to be made on the basis of data of main format libraries (e.g. VITAMIN-C). The expressions for calculating a constant component of error are presented. The calculation of sensitivity to partial interaction cross-sections, secondary photon radiation yields, total and partial constant components of error are given on an example of fast and thermal reactors using the ENDF/B-IV library error file data.

Погрешности результатов расчетов в задачах физики защиты обуславливаются погрешностями принимаемых приближений расчетных методов, описания характеристик источника, детектора, компоновки защиты и т.д. [1]. Большинство из указанных источников погрешности можно устранить, используя более детальное описание функций источника и детектора, повышая порядок расчетных приближений, уточняя расчетную модель. Константная же составляющая погрешности (КПС), определяемая неточностью знания сечений взаимодействия, принципиально неустранима и является как бы минимальным достижимым уровнем погрешности расчета на современном этапе. Вследствие этого в практике расчетов защиты принимают полную погрешность расчета δ_p , равной удвоенному значению константной составляющей погрешности δ_c при уровне доверительной вероятности 95,6% [2].

В приближении линейной теории возмущений (ЛТВ) с использованием аппарата анализа чувствительности [3] и в предположении, что значения сечений взаимодействия стохастически распределены в окрестности их математического ожидания по нормальному закону, относительная погрешность $\frac{\Delta R}{R}$ линейного функционала поля излучения $R(x_1, \dots, x_n)$ определяется выражением

$$\Delta R/R = \left[\sum_{i=1}^n \sum_{j=1}^n p_i p_j \frac{\Delta x_i}{x_i} \frac{\Delta x_j}{x_j} \text{corr}(x_i, x_j) \right]^{1/2}, \quad (1)$$

где p_i - относительная чувствительность функционала R к i -му параметру набора групповых сечений взаимодействия \vec{x} ;

$\Delta x_i/x_i$ - относительные погрешности параметра x_i ;

$\text{corr}(x_i, x_j)$ - матрица корреляций между i -м и j -м значениями параметров \vec{x} .

Существующие в настоящее время программы расчета чувствительности ЗАКАТ-2 [4], EXTRASENS [5], SWANLAKE [6] и оценки константной составляющей погрешности не позволяют достаточно корректно проводить расчет погрешности полученного результата. Используемые в программе ЗАКАТ-2 для расчета чувствительности микросечения изотопных зон берутся с сечением разбавления $\sigma_o = 0$ или $\sigma_o = \infty$, что ведет к неучету эффекта резонансной самоэкранировки микросечений смеси изотопов. Этому недостатка лишены программы EXTRASENS и SWANLAKE. Однако, данные программы настроены на работу с библиотеками сечений в формате дискретных ординат ANISN-формат), в которых не содержатся данные по парциальным процессам. Использование в расчетах погрешности лишь интегрального сечения рассеяния Σ_s некорректно из-за различных величин погрешностей парциальных сечений $\Sigma_{s,e1}$ и $\Sigma_{s,1n}$.

Еще одним важным случаем, требующим расчета функций относительной чувствительности и КСП, является вторичное фотонное излучение (ВФИ). В данной работе, исходя из обобщенного уравнения переноса в приближении ЛТВ, получено выражение для функций относительной чувствительности результата R к выходу ВФИ в j -й области пространства V_j на i -м изотопе за счет k -го процесса взаимодействия σ_{k_1} :

$$P_{R_Y \kappa_i}^{p \rightarrow q}(\rho_1, V_j, \Delta E_{np}, \Delta E_{\gamma q}) = \frac{1}{4\pi R} \int_V dV \varphi_{on}^p(\vec{r}) \rho_1 \sigma_{\kappa_i} Y_{\kappa_i}^{p \rightarrow q} \varphi_{o\gamma}^*(\vec{r}), \quad (2)$$

где $\varphi_{on}^p(\vec{r})$, $\varphi_{o\gamma}^{*q}(\vec{r})$ - нулевые гармоники разложения функций $\varphi_{on}^p(\vec{r}, \vec{\Omega})$, $\varphi_{o\gamma}^{*q}(\vec{r}, \vec{\Omega})$ в ряд по полиномам Лежандра, $Y_{\kappa_i}^{p \rightarrow q}$ - выход вторичного излучения в энергетической группе $E_{\gamma q}$ при энергии первичного излучения E_{np} . Наряду с дифференциальными по энергии первичного (ΔE_{np}) и вторичного ($\Delta E_{\gamma q}$) излучений чувствительности $P_{R_Y \kappa_i}^{p \rightarrow q}(\rho_1, V_j, \Delta E_{np}, \Delta E_{\gamma q})$ важную информацию о формировании вклада ВФИ в рассматриваемый функционал несут следующие интегральные характеристики к чувствительности сечениям генерации ВФИ:

$$P_{R_Y \kappa_i}^{p \rightarrow q}(\rho_1, V_j, \Delta E_{np}) = \sum_q P_{R_Y \kappa_i}^{p \rightarrow q}(\rho_1, V_j, \Delta E_{np}, \Delta E_{\gamma q}), \quad (3)$$

$$P_{R_Y \kappa_i}(\rho_1, V_j) = \sum_{\kappa_i} \sum_p P_{R_Y \kappa_i}^{p \rightarrow q}(\rho_1, V_j, \Delta E_{np}), \quad (4)$$

$$P_{R_Y \kappa_i}(\rho_1) = \sum_j P_{R_Y \kappa_i}(\rho_1, V_j), \quad (5)$$

$$P_{R_Y}(V_j) = \sum_{\kappa_i} P_{R_Y \kappa_i}(\rho_1, V_j), \quad (6)$$

физический смысл которых очевиден.

В соответствии с общим подходом дисперсия D результата расчета функционала $R^{n+\gamma} = R^n + R^{n,\gamma} + R^\gamma$ определяется выражением

$$D(R^{n+\gamma}) = \vec{P}_{R^{n+\gamma}}^T W \vec{P}_{R^{n+\gamma}}^T, \quad (7)$$

где $\vec{R}^{n(\gamma)}$, $R^{n,\gamma}$ вклады в $R^{n+\gamma}$ за счет первичных нейтронов (фотонов) и ВФИ соответственно,

$$\vec{P}_{R^{n+\gamma}}^T = \vec{P}_{R^n}^T + \vec{P}_{R^{n,\gamma}}^T + \vec{P}_{R^\gamma}^T + \vec{P}_{R^n}^T + \vec{P}_{R^\gamma}^T, \quad (8)$$

а $\vec{p}'_{R\sigma^y} = \frac{R^x}{R^{n+\gamma}} \cdot \vec{p}_{R\sigma^y}^x$ по определению перенормированные вектора парциальных чувствительностей $\vec{p}'_{R\sigma^y}$; \hat{W} - полная ковариационная матрица погрешностей всех параметров сечений $\sigma^n, \sigma^{n+\gamma}$ и σ^γ , имеющая блочную структуру:

$$\hat{W} = \begin{bmatrix} \hat{W}_{\sigma^n} & \hat{W}_{\sigma^{n+\gamma}/\sigma^n} & \hat{0} \\ \hat{W}_{\sigma^n/\sigma^{n+\gamma}} & \hat{W}_{\sigma^{n+\gamma}} & \hat{0} \\ \hat{0} & \hat{0} & \hat{W}_{\sigma^\gamma} \end{bmatrix}, \quad (9)$$

\hat{W}_{σ^n} - блок ковариаций нейтронных сечений, $\hat{W}_{\sigma^{n+\gamma}}$ - блок ковариаций групповых выходов ВФИ, $\hat{W}_{\sigma^{n+\gamma}/\sigma^n} = \hat{W}_{\sigma^n/\sigma^{n+\gamma}}$ - блоки ковариаций между нейтронными сечениями и групповыми выходами ВФИ, $\hat{0}$ - нулевые матрицы, отражающие очевидное отсутствие корреляций между экспериментальными данными по нейтронным и фотонным сечениям.

В настоящей работе было проведено усовершенствование системы AMPX-II [7] и программы SWANLAKE. В систему AMPX-II включен новый модуль XSMAS, обрабатывающий библиотеки основного формата AMPX-II (*Master library*) и позволяющий выдавать на внешнее устройство сечения как одномерных (например, $\sigma_t, \sigma_a, \sigma_{n,\alpha}, \sigma_{n,p}$ др.), так и двумерных (например, $\sigma_{s,e1,1}^{p,q}, \sigma_{s,1n,1}^{p,q}$ и др.) парциальных процессов в формате переносной программы ANISN. Модифицированная программа SWANLAKE-NG позволяет проводить расчеты чувствительности к парциальным сечениям взаимодействия, входящим в явном виде в уравнение переноса (σ_t, σ_s), и выходам ВФИ в соответствии с выражениями (2)-(6).

Указанные программы были использованы при расчете коэффициентов чувствительности мощности тканевой дозы ВФИ $\dot{H}_{\text{ВФИ}}$ за биологической защитой реактора типа ВВЭР [8] и чувствительности активации натрия к сечениям $\Sigma_t, \Sigma_{s,e1}, \Sigma_{s,1n}$ в модели защиты быстрого реактора [9] на основе данных библиотеки VITAMIN-C [10]. При расчете полной и парциальных константных составляющих погрешности активации натрия были взяты данные по погрешностям сечений Fe, Na и C из библиотеки ENDF/B-IV и ENDF/B-VI, а для Cr и Ni оценки Д. А. Черногорова.

В табл.1 приведены некоторые из полученных дифференциальных (по энергии нейтронов E_n и по пространству) коэффициентов чувствительности значения $\dot{N}_{ВФИ}$ к выходам ВФИ на разных элементах в различных областях V_j композиций, а в табл.2 значения полных и парциальных чувствительностей и погрешностей расчета активации натрия в промежуточном теплообменнике. Полная константная составляющая погрешности расчета активации натрия составила 42% (при уровне доверительной вероятности 2σ), что больше допустимой погрешности определения для данного функционала. Основным процессом, определяющим формирование активации натрия в теплообменнике, является упругое рассеяние нейтронов. Основной вклад в погрешность активации вносят сечения хрома, несмотря на относительно невысокую чувствительность функционала к ним. Для повышения точности расчета активации натрия потребуется уточнение сечений упругого рассеяния для хрома и железа.

Таблица 1

Чувствительности результатов расчета мощности тканевой дозы $\dot{N}_{ВФИ}$ вторичного фотонного излучения за биологической защитой одномерной модели энергоблока с реактором ВВЭР-440 к выходам вторичных фотонов при взаимодействии нейтронов различных энергетических групп с ядрами элементов различных зон композиции

$$r_{\dot{N}_{ВФИ} n, \gamma}(\rho_1, V_j, \Delta E_n) \quad \text{и} \quad r_{\dot{N}_{ВФИ} n, \gamma}(\rho_1, \Delta E_n)$$

Элемент, зона композиции	Железо					Кремний, бетон	Хром
	Корзина	Шахта	Корпус	Бетон	Сумма по зонам		
17,0+18,0	0,39-6*	0,82-6	0,38-5	1,0-7	0,52-5	0,23-5	0,15-7
13,0+14,0	0,43-5	0,67-5	0,44-4	0,12-5	0,55-4	0,24-4	0,16-6
8,3+9,3	0,12-3	0,18-3	0,87-3	0,17-4	0,12-2	0,20-3	0,35-5
3,6+4,0	0,90-3	0,12-2	0,23-2	0,29-4	0,24-2	0,24-3	0,21-4
Тепловая группа	0,14	0,74	0,39	0,63-1	0,663	0,11	0,24-1
Сумма по всем группам	0,164	0,115	0,498	0,066	0,83	0,12	0,03

* Читать как $0,39 \cdot 10^{-6}$

Таблица 2

Полные и парциальные чувствительности и КСП расчета активации натрия в промежуточном теплообменнике для модели боковой защиты реактора на быстрых нейтронах

Элемент Процесс	Fe	Cr	Ni	Na	C	Сумма по элементам (одно σ)
Σ_t	$\frac{10,5^*}{-76,2}$	$\frac{3,2}{-19,0}$	$\frac{2,3}{-17,6}$	$\frac{7,3}{-34,4}$	$\frac{66,1}{-76,4}$	20,9
	$\frac{12,0}{67,3}$	$\frac{15,4}{16,4}$	$\frac{4,9}{15,6}$	$\frac{7,1}{30,5}$	$\frac{56,7}{65,4}$	
$\Sigma_{s,1R}$	$\frac{4,3}{5,8-1}$	$\frac{-}{8,9-2}$	$\frac{-}{4,1-2}$	$\frac{2,5}{1,3-1}$	$\frac{-}{-}$	
	$\frac{9,1}{-7,59}$	$\frac{15,2}{-2,27}$	$\frac{4,5}{-1,88}$	$\frac{3,8}{-3,57}$	$\frac{9,4}{-10,4}$	
Полная погрешность, чувствительность						

* Числитель - данные по КСП, знаменатель - данные по чувствительности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Болятко В.В., Вырский М.Ю., Илюшкин А.М. Погрешности расчетов защиты от излучений. М: Энергоатомиздат, 1983
2. Herrnberger V., Hehn G., Nicks R. Required Target Accuracies. /Proceedings of the Specialists Meeting on Sensitivity Studies and Shielding Benchmarks. Paris, October 7-10. 1975.

3. Bartine D.E., Oblow E.M., Mynatt E.R. Radiation Transport Cross-Section Sensitivity Analysis. //Nucl.Sci.Eng. 1971. V.55. P.147.
4. Балахов Ю.И., Болятко В.В., Волощенко А.М. и др. ЗАКАТ-2: Система программ для исследования в реакторе и защите к сечению взаимодействия: Препринт ИПМ им. Келдыша АН СССР, № 105. М., 1985.
5. Карков В.П. и др. Использование анализа чувствительности в расчетах биологической защиты. Отчет НИКИЭТ 16.437, М., 1984.
6. Bartine D.E., Mynatt F.R., Oblow E.M. SWANLAKE - A Computer Code Utilizing ANISN Transport Calculation for Cross-Section Sensitivity Analysis. ORNL-TM-3809, 1973.
7. Программы обслуживания библиотек групповых сечений формата AMPX. Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова. Тема № 5-02-01-03, М., 1981.
8. Машкович, В.П., Осипьянц И.А., Строганов А.А. //Защита от ионизирующих излучений /Под ред. В.К.Сахарова. 1988. С.71.
9. Савицкий В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов: Препринт ФЭИ-1290. Обнинск, 1982.
10. Roussin R.W. et al. VITAMIN-C: The CTR Processed Multigroup Cross-Section Library for Neutronics Studies, ORNL-RSIC-37, 1980.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

ВЛИЯНИЕ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ НА ФОРМИРОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛОВ
ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ В ЗАЩИТЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Ю. И. Балашов, В. В. Болятко

Московский инженерно-физический институт

IMPACT OF CORE PROCESSES ON RADIATION FIELD FUNCTIONALS FORMATION IN FAST NEUTRON REACTOR SHIELDING. On the example of one-dimensional pool-type fast reactor shielding simulators the research is done into the impact of core fission processes consideration on sensitivity and constant component of the error of functionals to be calculated. Consideration is given to the regularities of the formation of functionals being basic for an operating reactor: radiation damage of shielding, its radiation heating. The investigations were held on the basis of the BNAB nuclear data system, the ROZ-6 code for the solution of transport equation and the ZAKAT-2 solution of transport equation and the ZAKAT-2 code for sensitivity analysis.

Математический аппарат анализа чувствительности, первоначально разработанный для задач активной зоны [1], в последнее время нашел широкое применение при проектировании радиационной защиты [2]. Наиболее наглядно вид функции чувствительности можно получить на основе дифференциального подхода [3]. Программы анализа чувствительности, ориентированные на задачи активной зоны [4], реализуют наиболее общий подход к расчету функции чувствительности. Их недостатком (с точки зрения задач защиты) является ориентация на диффузионное приближение и только нейтронные задачи.

Для анализа чувствительности в задачах защиты используются отечественные и зарубежные программы [5,6], разработанные для частного случая композиций с независимым источником без учета процессов размножения. В случае рассмотрения удаленных от активной зоны функционалов, где влияние процессов размножения невелико, целесообразнее использовать менее трудоемкий "защитный" подход в анализе чувствительности. Однако для работающего реактора важны некоторые функционалы вблизи активной зоны, например, радиационные повреждения и радиационные тепловыделения в стальной защите, расположенной непосредственно за зоной воспроизводства (или за внутриреакторным хранилищем ТВС).

В практических расчетах защиты первый функционал часто оценивается по флюенсу быстрых нейтронов (с энергией выше 0,1 МэВ $\varphi_{0,1}$), а второй - по плотности потока энергии фотонов (φ_{γ}^E). Учет процессов размножения может существенно изменить функцию ценности излучения по отношению к этим функционалам. Например, заметный вклад в $\varphi_{0,1}$ могут дать подпороговые нейтроны (с энергией ниже 0,1 МэВ), рассеянные назад в активную зону и вызвавшие новые акты деления с образованием быстрых нейтронов. Их ценность при "защитном" подходе не учитывается. В настоящей работе показано, что различия в соответствующих коэффициентах чувствительности могут заметно повлиять на значение константной составляющей погрешности расчета, на величину и даже знак чувствительности к концентрациям некоторых материалов.

Расчеты проведены для одномерной сферической модели [7], отражающей основные особенности быстрых реакторов интегрального типа в радиальном направлении. Использована отечественная библиотека сечений БНАБ [8] (26n и 15 γ групп), программа решения основного и сопряженного уравнения переноса методом дискретных ординат РОЗ-6,3 [9] и программа анализа чувствительности ЗАКАТ-2 [10], позволяющая в кинетическом приближении для p - и γ -задач использовать как "защитный", так и "реакторный" подходы. При реализации "реакторного" подхода решались однородные основное и сопряженное уравнения на собственное значение, что позволило определить не только коэффициенты чувствительности "защитных" функционалов, но и коэффициента размножения $K_{эф}$. Для оценок константной составляющей погрешности расчета использована программа CORE [11] и библиотека погрешностей LUND-12 [8] в 12-ти групповом представлении.

Наибольшее влияние процессы размножения оказывают на $\varphi_{0,1}$ (табл. 1, рисунок), для которого полная чувствительность возросла примерно в 3 раза. Причем наибольший вклад дают различия в коэффициентах чувствительности к сечениям поглощения ^{238}U и деления для ^{239}Pu . Для других элементов, присутствующих в больших концентрациях ($^{16}\text{O}, \text{Na}, \text{Fe}$) коэффициенты чувствительности к полному сечению отличаются в 2-3 раза.

Для φ_{γ}^E влияние процессов размножения не так велико: полная чувствительность отличается в 1,5 раза. Причем это отличие обусловлено только чувствительностью к нейтронным сечениям (расхождение полной чувствительности для фотонов около 1%). Здесь также большой вклад в расхождение дают процессы поглощения нейтронов на ^{238}U и деления ^{239}Pu . Из

"защитного" подхода следует, что увеличение концентрации ^{239}Pu приведет к снижению φ_{γ}^E , в то время как на самом деле функционал при этом возрастает.

Различия в коэффициентах чувствительности приводят к отличию оценок константной составляющей погрешности расчета $\varphi_{0,1}$ в 3 раза (табл.2). Определяющий вклад в расхождение дают погрешности расчета, обусловленные погрешностями сечений неупругого рассеяния и поглощения ^{238}U . Помимо того, заметный вклад в общую погрешность расчета дают погрешности сечений неупругого рассеяния Na и Fe .

Таблица 1

Коэффициенты чувствительности $\varphi_{0,1}$ и φ_{γ}^E
к парциальным сечениям изотопов и элементов

Сечение	Изотоп (элемент)							
	^{239}Pu	^{238}U	^{16}O	Na	Fe	Cr	Ni	Все элементы

$\varphi_{0,1}$ (с учетом деления)

Σ_a	-0,173	-1,759	-0,015	-0,011	-0,129	-0,048	-0,074	-2,831
Σ_f	1,494	0,434	-	-	-	-	-	1,735
Σ_{1n}	-0,034	-0,878	-0,002	-0,114	-0,221	-0,050	-0,039	-1,345
Σ_{e1}	-0,018	-0,698	-1,399	-0,275	-0,238	-0,069	-0,077	-3,578
Σ_{tot}	1,269	-2,901	-1,415	-0,400	-0,587	-0,167	-0,190	-6,019

$\varphi_{0,1}$ (без учета деления)

Σ_a	-0,003	-0,076	-0,003	-	-0,011	-0,003	-0,010	-0,110
Σ_f	-0,051	-0,078						
Σ_{1n}	-0,010	-0,035	-	-0,041	-0,063	-0,013	-0,009	-0,472
Σ_{e1}	-0,005	-0,205	-0,663	-0,148	-0,109	-0,045	-0,031	-1,359
Σ_{tot}	-0,070	-0,694	-0,667	-0,189	-0,183	-0,060	-0,050	-2,069

Продолжение табл. 1

Сечение	Изотоп (элемент)	^{239}Pu	^{238}U	^{16}O	Na	Fe	Cr	Ni	Все элементы
		φ_{γ}^E (с учетом деления)							
Σ_s	n	-0,192	-1,921	-0,015	-0,013	-0,231	-0,087	-0,099	-3,258
	γ	-0,017	-0,159	-0,001	-0,003	-0,128	-0,028	-0,021	-0,356
Σ_f		1,341	0,402						1,529
$\Sigma_{n\gamma}$		0,176	0,141	-	0,012	0,285	0,101	0,076	0,999
Σ_s	n	-0,046	-1,378	-1,201	-0,304	-0,310	-0,076	-0,089	-3,722
	γ	-0,016	-0,163	-0,033	-0,032	-0,434	-0,107	-0,068	-0,854
Σ_{tot}	n	1,279	-2,756	-1,214	-0,307	-0,256	-0,062	-0,112	-4,451
	γ	-0,033	-0,322	-0,034	-0,035	-0,562	-0,135	-0,089	-1,210
φ_{γ}^E (без учета деления)									
Σ_s	n	-0,045	-0,690	-0,004	-0,006	-0,152	-0,057	-0,051	-1,231
	γ	-0,017	-0,162	-0,001	-0,003	-0,129	-0,029	-0,021	-0,360
Σ_f		-0,148	-0,085						-0,297
$\Sigma_{n\gamma}$		0,176	0,139	-	0,011	0,279	0,100	0,076	0,999
Σ_s	n	-0,019	-0,722	-0,826	-0,192	-0,112	-0,034	-0,047	-2,150
	γ	-0,016	-0,167	-0,033	-0,033	-0,433	-0,107	-0,069	-0,859
Σ_{tot}	n	-0,036	-1,358	-0,830	-0,187	0,015	0,009	-0,022	-2,678
	γ	-0,033	-0,329	-0,034	-0,036	-0,562	-0,136	-0,090	-1,219

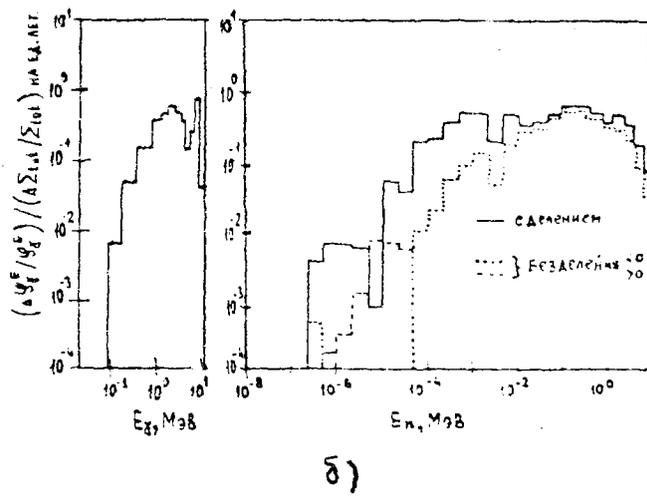
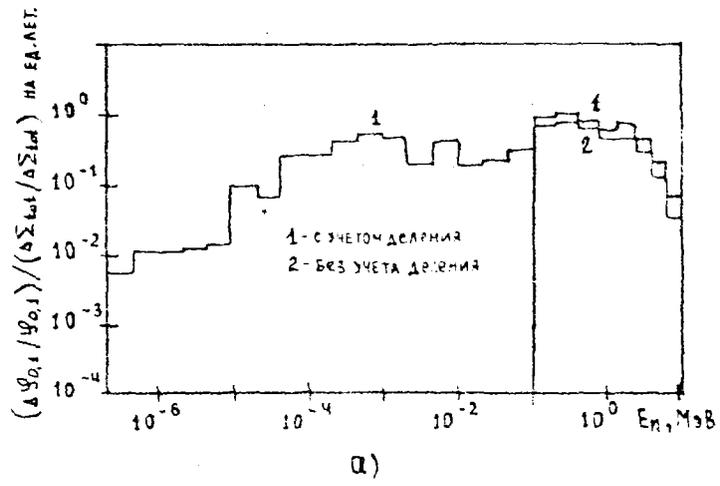
Таблица 2

Константная составляющая погрешности расчета потока
быстрых нейтронов на входе в стальную защиту

Изотоп (элемент)	Реакция	С учетом деления	Без учета деления
²³⁹ Pu	Поглощение	0,99	0,03
	Неупругое рассеяние	0,72	0,26
	рассеяние		
	Деление	3,05	0,09
²³⁸ U	Поглощение	5,89	0,60
	Неупругое рассеяние	10,34	3,85
	Деление	0,50	0,09
¹⁶ O	Упругое рассеяние	1,68	0,90
Na	Неупругое рассеяние	2,28	0,80
	Упругое рассеяние	1,45	0,79
Fe	Поглощение	0,94	0,10
	Неупругое рассеяние	2,03	0,54
	Упругое рассеяние	0,47	0,33
Cr	Поглощение	0,27	0,03
Ni	Поглощение	0,65	0,16
Сумма		12,98	4,22

Из приведенных данных видно, что необходимо корректно учитывать процессы размножения при анализе чувствительности и оценке погрешности функционалов поля излучения в защите вблизи областей с делящимися материалами.

Наибольшее влияние процессы размножения оказывают на пороговые нейтронные функционалы типа $\varphi_{0,1}$. По-видимому, при снижении порога детектирования влияние процессов размножения будет снижаться.



Профили чувствительности $\varphi_{0,1}$ и φ_{γ}^E к полным сечениям материалов (а) и б) соответственно)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Усачев Л.Н. //Атомная энергия. 1963. Т.15. Вып.6. С.472.
2. Farinelli U., Nicks R. //Atomic Energy Review. 1979. V.17. N1. P.
3. Oblov E.M. //Nucl.Sci.Eng. 1976. V.59. P.187.
4. Шаров Е.И., Алексеев П.Н. Зарицкий С.М. //Вопросы атомной науки и техники. Сер.Физика и техника ядерных реакторов. 1983. Вып.4 (33). С. 61.
5. Комплекс программ ЗАКАТ для исследования чувствительности результатов расчетов к изменениям входных параметров: Тезисы III Всесоюз. конференции по защите от ионизирующих излучений/ Тбилиси: ТГУ, 1987. С.65;
6. Bartnie D.E., Mynatt F.R., Oblov E.M. SWANLAKE: A Computer Code Utilizing ANISN Transport Calculation for Cross-Section Sensitivity Analysis. ORNL-TM-3809, 1973.
7. Савицкий В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов: Препринт ФЭИ-1290. Обнинск, 1982.
8. Групповые константы для расчета реакторов и защиты: Справочник. /Под ред. М.Н.Николаева. М.: Энергоатомиздат, 1981.
9. Волощенко А.М., Дубинин А.А. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1983. Вып. 4(33). С.46.
10. Балашов Ю.И., Болятко В.В. и др. ЗАКАТ-2: Система программ для исследования чувствительности функционалов поля излучения в реакторе и защите к сечениям взаимодействия: Препринт ИПМ АН СССР №105. М., 1985.
11. Мантуров Г.Н. Программное обеспечение задач анализа чувствительности реакторных характеристик к ядерным константам: Препринт ФЭИ-1034. Обнинск, 1980.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

СТАТИСТИЧЕСКАЯ ПОПРАВКА И ВЕРОЯТНОСТНЫЙ ЗАКОН РАСПРЕДЕЛЕНИЯ
 ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ В ЗАЩИТЕ

Ю. И. Балашов, В. В. Болятко, В. П. Машкович, М. А. Алексеев

Московский инженерно-физический институт

STATISTICAL CORRECTION AND PROBABILITY LAW OF RADIATION FIELD FUNCTIONALS DISTRIBUTION IN SHIELDING. Consideration is given to the probability law of radiation field functionals distribution in radiation shielding due to errors of data on interaction cross-sections. A form of evaluated calculation results representation in the terms of confidence probability is put forward. The representation is based on the estimate of calculation error constant component.

Известно, что исходные данные (сечения взаимодействия) при расчетах переноса излучения определены с некоторыми погрешностями σ . Поэтому обычно они рассматриваются как статистически распределенные величины с некоторым законом распределения. Обычно этот закон принимается нормальным. При наличии в "переносных" константах неопределенностей статистической природы результат расчета, зависящий от этих констант, также следует рассматривать как статистическую величину со своим законом распределения, некоторым средним значением и дисперсией. В статье [1] отмечено, что из-за различия в вероятностных законах распределения исходных данных и результата расчета среднее значение результата расчета $\overline{R(x_1, \dots, x_N)}$ может отличаться от результата, полученного при средних значениях исходных констант $R(\bar{x}_1, \dots, \bar{x}_N)$. Для характеристики этого различия вводится величина

$$\omega_R = \frac{\overline{R(x_1, x_2, \dots, x_N)}}{R(\bar{x}_1, \bar{x}_2, \dots, \bar{x}_N)}, \quad (1)$$

названная статистической поправкой. Для задач переноса излучения в защите $\omega_R > 1$ в работе [1] предложена методика оценки ω_R , основанная на аппарате анализа чувствительности, методике ПАРФ [1] и предположении о нормальном законе распределения исходных параметров.

В этих предположениях для статистической поправки получено выражение

$$\omega_R = \exp \left[\frac{1}{2} \sigma_{R_{ЛТВ}}^2 \right], \quad (2)$$

$$a \sigma_{R_{ЛТВ}} = \sqrt{\sum_{n=1}^R \sum_{n'=1}^R p_n p_{n'} \sigma_n \sigma_{n'} \rho_{nn'}}, \quad (3)$$

где $\sigma_{R_{ЛТВ}}$ - относительная погрешность расчета;

p_n - относительная чувствительность;

σ_n - относительная погрешность исходных данных;

$\rho_{nn'}$ - коэффициенты корреляции.

В работе [1] рассмотрена методика определения ω_R для асимптотического решения Кейса с использованием процедуры Монте-Карло розыгрыша сечений взаимодействия.

В настоящей работе эта методика была перенесена на более широкий круг исходных параметров ($\Sigma_s / \Sigma_t = 0,6; 0,8$), а также предложена полуаналитическая методика (в развитие ПАРФ), определения вида плотности распределения и ее параметров по моментам распределения. За основу, так же как в работе [1], было взято асимптотическое решение Кейса. Сущность предлагаемой методики заключается в последовательном определении коэффициентов чувствительности (в данном случае методом прямой замены), $\sigma_{R_{ЛТВ}}$, моментов распределения плотности вероятности результата расчета, соответствующих параметров искомого распределения.

В случае, когда ослабление плотности потока частиц описывается "чистой" экспонентой (полное поглощение), вероятностный закон распределения является логнормальным (при нормальном законе распределения исходных данных)

$$\varphi(x) = \begin{cases} \frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma} \exp \left[-\frac{(\ln(x) - m)^2}{2\sigma^2} \right], & x > 0 \\ 0, & x \leq 0, \end{cases} \quad (4)$$

где (m, σ^2) - параметры этого распределения.

Действительно, согласно [2], если η имеет нормальное (0,1) распределение, то $\xi = \exp[\sigma\eta + m]$ имеет логнормальное распределение с параметрами (m, σ^2) .

В настоящей работе сравнивались распределения, полученные с использованием процедуры Монте-Карло для розыгрыша сечений и предложенной полуаналитической методики. Исследования показали, что при изменении параметров среды в большинстве практических задач плотность распределения также описывается логнормальным законом, переходящим вблизи источника в нормальный закон.

При наличии информации $R(\Sigma)$ и σ_R , или $\overline{R(\Sigma)}$ и σ_R предполагается нормальный закон распределения результата, показанный на рис.1. Зная закон распределения результата, который, как показано в настоящем исследовании, в большинстве случаев является логнормальным, целесообразней результат расчета представить в виде $R(\bar{\Sigma})$ и σ_R^+ , σ_R^- , которые характеризуют асимметрию. Это распределение также показано на рис.1.

На рис.2 построены полученные в данной работе зависимости $\sigma_R^+(S)$,

$\sigma_R^-(S)$, где $S = \sqrt{\exp\left[\sigma_{\text{ЛТВ}}^2\right]^{-1}}$ - относительная погрешность расчета, полученная по методике ПАРФ, а σ_R^+ и σ_R^- - соответствуют 0,33 площади под кривой плотности распределения от значения $R(\Sigma)$ в правую и левую стороны соответственно.

Из рассмотрения рис.2 видно, что при значении относительной погрешности S (в большинстве случаев совпадающей с $\sigma_{\text{ЛТВ}}$) ниже 10%, распределение можно считать нормальным с погрешностью 1% (расхождение между σ_R^+ и σ_R^-), а при значении S выше 10% распределение переходит в логнормальное. Для погрешности в 10% плотность распределения может быть описана нормальным законом вплоть до значения S , равного 20%, а свыше этого значения - распределение переходит в логнормальное.

Авторы считают, что хотя в работе результаты получены для асимптотического решения Кейса односкоростного уравнения, они могут быть полезны при интерпретации погрешностей результатов решения многогруппового уравнения переноса кинетическими методами.

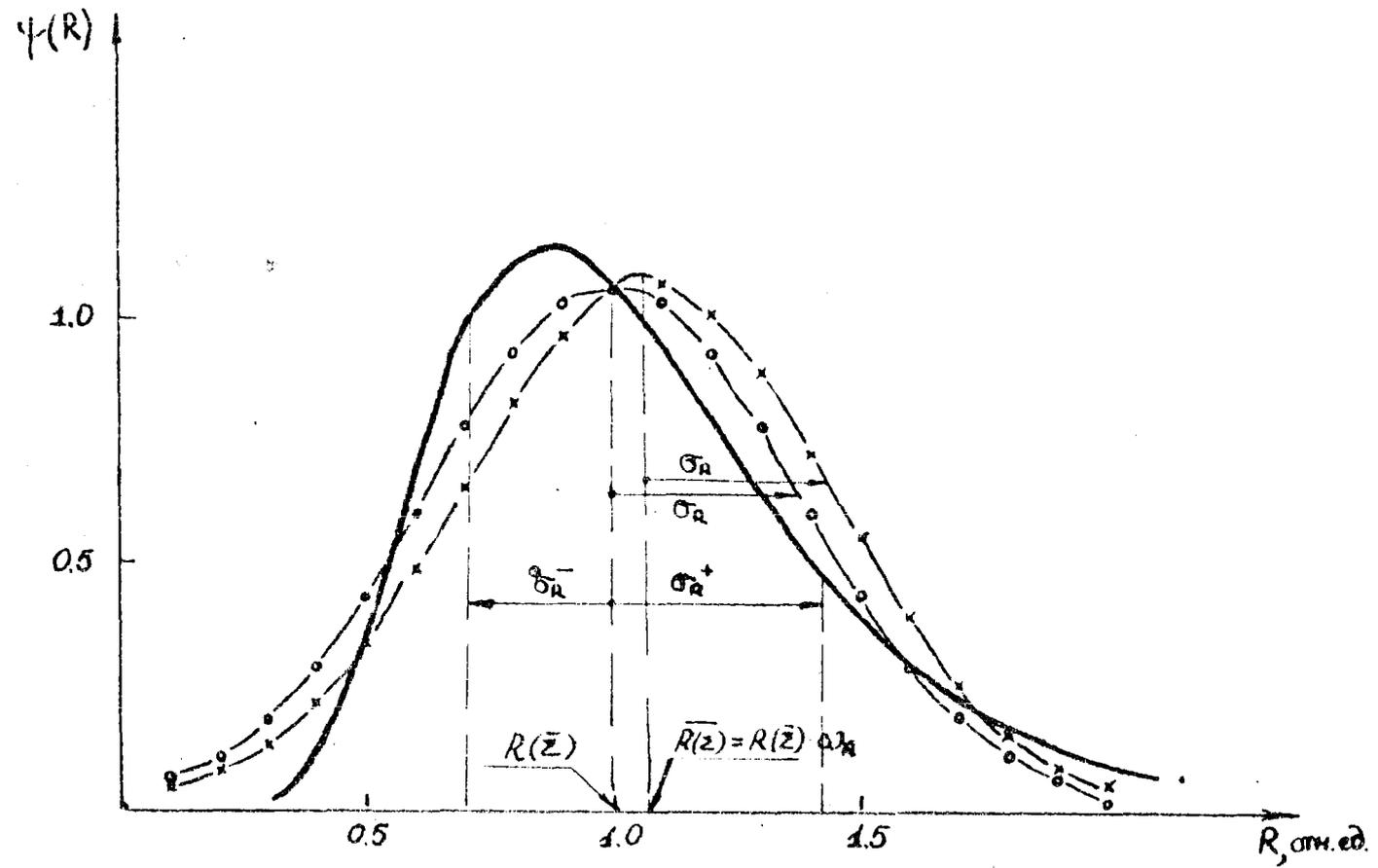


Рис. 1. Плотность распределения $\psi(R)$: логнормальный закон (—); нормальный закон без введения статистической корректировки (—o—); с введением статистической корректировки (—x—), $\bar{\Sigma}_t r = 25$; $\Sigma_{\sigma} / \Sigma_t = 0,6$

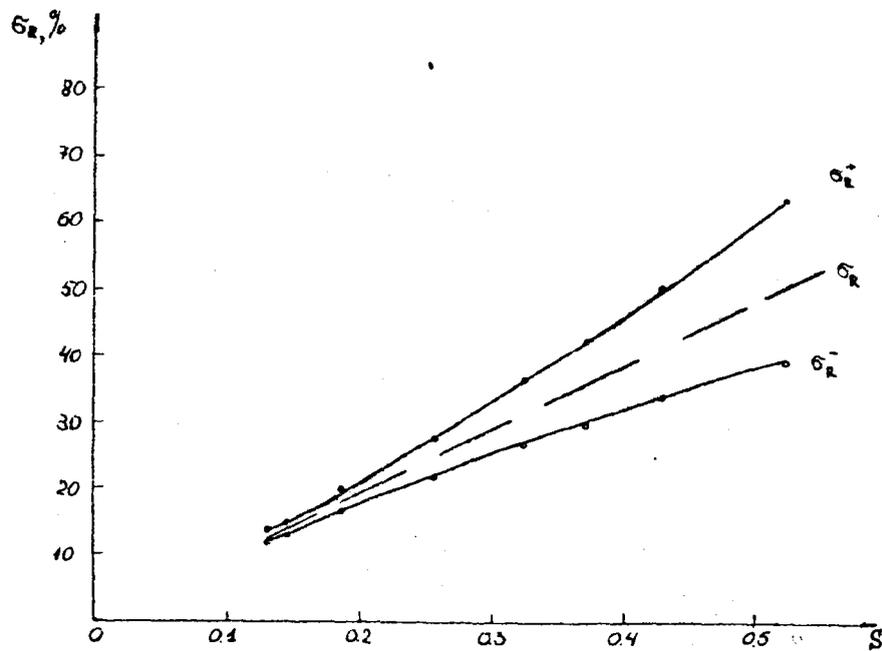


Рис. 2. Зависимость σ_R^+ , σ_R^- и σ_R от относительной погрешности результата расчета S

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Балашов Ю.И., Болятко В.В., Жезлов А.М. и др. //Атомная энергия, 1983. Т.55. Вып.2. С.99.
2. Королюк В.С., Портенко Н.И., Скороход А.В. и др. Справочник по теории вероятностей и математической статистике. М.: Наука, 1985.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

О ТОЧНОСТИ УЧЕТА РАССЕЯННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ
МЕТОДА ЛУЧЕВОГО АНАЛИЗА И ФАКТОРА НАКОПЛЕНИЯ

Я. А. Бычков

Научно-технический центр по безопасности в атомной энергетике
при Госатомэнергонадзоре СССР, г. Москва

ON THE ACCURACY OF TAKING INTO ACCOUNT SCATTERED RADIATION IN IMPLEMENTATION OF RADIATIVE ANALYSIS METHOD AND ACCUMULATION FACTOR. Consideration is given to quantitative estimates of accumulation factor calculation errors by the final layer material in three-layer compositions "emitting medium-source wall-shielding" typical of NPP as well as a refined table of correction factors to take into account shielding barrier. The formula is presented, which approximates the dependence of accumulation dose factor in concrete on the incident angle I ($\cos I=1-0.1$), the shielding thickness $\mu d \leq 10$ and the photon energy $E_{\gamma}=0.2-10$ MeV with a mean error about 10%.

Настоящая работа продолжает начатое ранее [1-4] исследование проблем повышения точности метода лучевого анализа и фактора накопления (ЛАН) и посвящена обсуждению некоторых путей ограничения погрешностей при расчете на ЭВМ вклада рассеянного фотонного излучения технологического оборудования АЭС.

Наименее освоенным направлением повышения точности метода ЛАН следует признать создание библиотек констант, обеспечивающих расчет факторов накопления с минимальной погрешностью в максимально широком, но одинаковом для всех материалов диапазоне изменения атомных номеров Z , толщин защиты μd , энергий E , углов падения фотонов θ . В разных областях существует потребность в библиотеках факторов накопления различного типа, однако возникающие при их создании проблемы имеют общий характер. В связи с отсутствием справочного издания по факторам накопления, детальностью представленной информации приближающегося к справочнику по сечениям взаимодействия фотонов [5], при создании библиотеки констант оказалось необходимым решить ряд взаимосвязанных задач: 1) выбор границ библиотеки по

Z, E, μ_{pd}, θ ; 2) выбор способа представления данных; 3) компиляция данных по факторам накопления точечного изотропного источника; 4) компиляция констант вспомогательных полуэмпирических формул. В настоящей работе эти задачи решаются применительно к библиотеке дозовых факторов накопления.

Обзор публикаций показывает, что в работах отечественных авторов в табличной форме более полно представлены факторы накопления при толщинах защиты 50 д.с.п. и выше для материалов от воды ($Z=6,6$) до урана ($Z=92$), однако энергетический диапазон (0,5-10 МэВ) не отличается от предложенного в 50-х годах Г.Гольдштейном и Дж.Уилкинсом. В работах зарубежных авторов энергетический диапазон существенно шире (обычно 0,015-15 МэВ), но диапазон толщин защиты редко превышает 40 д.с.п. Что касается различного вида аппроксимаций, то целесообразность их использования в библиотеках не очевидна, поскольку они, во-первых, в практически важных интервалах энергий и толщин (табл.1) вносят погрешность, превосходящую погрешность первичных данных и, во-вторых, не решают проблемы многомерной интерполяции и экстраполяции по Z, E, μ_{pd}, θ .

Таблица 1

Погрешности аппроксимации дозовых факторов накопления в бетоне,
превышающие 10% [6]

Толщина защиты, д.с.п.	Энергия излучения, МэВ								
	0,15	0,20	0,30	0,40	0,50	0,60	0,80	1,0	1,5
0,5	23	31	37	36	32	30	24	19	12
1,0	27	37	46	44	41	39	31	25	15
2,0	26	35	45	36	40	38	31	25	15
3,0	21	29	37	29	34	32	26	21	12
4,0	17	23	31	23	27	26	20	17	
5,0	13	18	23	17	20	20	15	12	
6,0		13	18	12	15	15	12		
7,0			13		10	11			
8,0									
10,0									
15,0									
20,0									
25,0									
30,0			11	10					
35,0	14	20	26	25	23	22	18	14	
40,0	27	37	46	44	41	38	31	24	15

В процессе отбора информации для компиляции базовой части библиотеки был сформирован минимальный, но взаимодополняющий набор отечественных и зарубежных данных по дозовым факторам накопления при нормальном падении фотонов на защиту (табл.2). В этот набор вошли только табличные данные. Это позволило сохранить погрешность первичных литературных данных, которая по оценкам авторов первоисточников составляет 5-15% и не превышает 25-30%, а также исключить ошибки их аппроксимации различными формулами.

Предельные значения параметров библиотеки ограничены значениями: по толщине - 50 д.с.п., по атомному номеру $6,6 \leq Z \leq 92$ и по энергии $0,15 \leq E \leq 15$ МэВ. Численные значения пределов базовой части библиотеки установлены на основе компромиссного учета потребностей проектировщика защиты для АЭС, возможностей размещения библиотеки в оперативной памяти ЭВМ и допустимости экстраполяции данных различных разделов библиотеки, когда эти разделы не обеспечены литературными данными. Численные значения факторов накопления при любых промежуточных значениях параметров Z , E , μ_{pd} получаются с использованием алгоритма многомерной интерполяции: линейной для Z и полулогарифмической для E и μ_{pd} .

Таблица 2

Состав базовой части библиотеки дозовых факторов накопления

Материал защиты	Эффективный атомный номер материала	Диапазон [7]		Диапазон [8] [*]	
		энергий, МэВ	толщин, д.с.п.	энергий, МэВ	толщин, д.с.п.
Вода	6,6	0,015-15	0,5-40	0,5-10	1-50
Воздух	7,0	0,015-15	0,5-40	-	-
Бетон	11,5	0,015-15	0,5-40	-	-
Алюминий	13	0,05 -10	1-20	0,5-10	1-50
Железо	26	0,015-15	0,5-40	0,5-10	1-50
Олово	50	-	-	0,5-10	1-50
Свинец	82	0,15-10	1-20	0,5-10	1-50
Уран	92	-	-	0,5-10	1-50

^{*} Данные работы [8] пересчитаны к точечному изотропному источнику.

Известно, что в инженерных методах и программах учет отличий реальной геометрии от используемой при расчете факторов накопления строгими методами осуществляется с помощью различных эмпирических или полуэмпирических соотношений. Наиболее сложным для учета эффектом является возрастание фактора накопления при наклонном падении на защиту. Анализ литературных данных ([9-12] и др.) показал, что для установления аналитической зависимости фактора накопления от угла падения существенно необходима детальная информация при малых толщинах и больших углах падения. В достаточном объеме эта информация накоплена только для обычного бетона. Приводимые ниже результаты основываются на данных работ [12-14] и охватывают диапазон углов падения $\cos \theta = 1-0,01$, толщин защиты 0,25-10 д.с.л. и энергий 0,2-10 МэВ.

Рассматриваемую угловую зависимость удобно описывать в виде отношения фактора накопления при наклонном падении B_* к фактору накопления при нормальном падении B_{\perp} :

$$\frac{B_*(\theta=0^\circ, E, Z, \mu pd)}{B_{\perp}(\theta=0^\circ, E, Z, \mu pd)} = \frac{P_*(\theta=0^\circ, E, Z, \mu pd)}{P_{\perp}(\theta=0^\circ, E, Z, \mu pd)} \cdot e^{(\sec\theta-1)\mu pd}, \quad (1)$$

где P - вероятность пропускания излучения, связанная с фактором накопления B соотношением:

$$B = P \cdot e^{\mu pd \cdot \sec\theta}. \quad (2)$$

В результате графического, а затем численного исследования функции $P_*(\theta=0^\circ, E, Z, \mu pd)/P_{\perp}(\theta=0^\circ, E, Z, \mu pd)$ определена целесообразность ее аппроксимации следующим выражением:

$$P_*/P_{\perp} = \left[A \cdot 10^{B(1-\cos\theta)^C} + (1-A) \cdot 10^{D(1-\cos\theta)^F} \right] \cos^G \theta, \quad (3)$$

где:

$$\left\{ \begin{array}{l} A = -a_1 + a_1 X + a_2 X^2 + a_3 X^3 \text{ и } X = 1/E \\ G = a_4 \\ B = a_5 + a_6 Y + a_7 Y^2 \text{ и } Y = \lg(\mu pd) \\ C = a_8 \\ D = a_9 + a_{10} Y + a_{11} Y^2 \\ F = a_{12} \end{array} \right. \quad (4)$$

График обсуждаемой зависимости показан на рис. 1, а вычисленные значения коэффициентов a_i приведены ниже:

$$\begin{array}{llll} a_1 = -1,1114 & a_2 = -0,21425 & a_3 = 0,063929 & a_4 = 1,5751 \\ a_5 = -0,52084 & a_6 = -3,7784 & a_7 = -3,3716 & a_8 = 1,9581 \\ a_9 = -0,096344 & a_{10} = -1,9658 & a_{11} = -1,0761 & a_{12} = 1,3864 \end{array}$$

Ошибка аппроксимации при различных углах падения фотонов, энергиях и толщинах представлена в табл. 3-4. Средняя величина отношения P_*/P_1 равна 0,89. При нормальном падении излучения на защиту полученная формула и ее коэффициенты, как это видно из табл. 3-4, вполне точно описывают зависимость фактора накопления от толщины и энергии во всем рассмотренном диапазоне их изменения.

Среди других зависимостей только функция $\delta(E, Z)$, равная отношению факторов накопления в барьерной и бесконечной геометрии, обеспечена достаточным количеством литературных данных. В ходе создания библиотеки табличные значения этой функции [7] подверглись графической линейризации по E и Z . Это позволило путем экстраполяции получить ее значения для урана - во всем диапазоне энергий, а для остальных материалов - для энергий 0,15 и 15,0 МэВ, а также уточнить ряд ранее известных ее значений. Результаты представлены в табл. 5. Отношение факторов накопления в барьерной и бесконечной геометрии зависит также от толщины защиты. Недостаток данных не позволил установить эту зависимость настолько детально, чтобы эти данные можно было включить в библиотеку.

Таблица 3

Ошибка аппроксимации $V^{анр}/V^{М-К}$ факторов накопления
в бетоне при наклонном падении

Энергия фотонов, МэВ	Косинус угла падения	Толщина защиты, д. с. п.					
		1	2	4	6	8	10
0,661	1	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
	0,75	0,91	0,88	0,99	1,1	1,3	1,5
	0,50	0,80	0,87	1,0	1,0	1,1	
	0,25	1,1	1,0	0,64	0,45		
1,25	1	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
	0,75	0,80	0,81	1,0	1,2	1,4	1,7
	0,50	0,68	0,67	0,88	1,0	1,2	
	0,25	0,78	0,71	0,58	0,54		
2,5	1	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
	0,75	0,72	0,73	0,85	1,0	1,4	1,7
	0,50	0,63	0,57	0,73	1,1	1,6	
	0,25	0,74	0,64	0,67	0,93		
6,13	1	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
	0,75	0,70	0,74	0,83	1,0	1,4	1,8
	0,50	0,56	0,59	0,81	1,3	2,1	
	0,25	0,68	0,80	0,90	1,7		

Таблица 4

Ошибка аппроксимации в $B^{\text{апр}}/B^{\text{н-к}}$ факторов накопления

при наклонном падении фотонов на бетонную защиту малой и средней толщины

Энергия фотонов ФДж/МэВ	Толщина защиты, д. с. п.	Косинус угла падения фотонов										
		0,01	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0
0,2	0,25	0,92	1,1	0,95	1,0	1,1	1,1	1,1	1,1	1,0	1,0	1,0
	0,50	0,57	1,3	0,98	0,91	0,88	0,91	0,91	0,95	0,96	0,97	1,0
	0,75	0,53	1,4	1,2	0,98	0,89	0,87	0,86	0,88	0,89	0,93	1,0
	1	0,44	1,3	1,3	1,1	0,96	0,89	0,85	0,84	0,88	0,91	1,0
	2	0,19	0,72	0,93	1,1	1,1	0,99	0,91	0,82	0,88	0,86	1,0
	3	0,083	0,36	0,56	0,86	1,0	0,98	1,0	0,84	0,84	0,89	1,0
	4	0,055	0,25	0,43	0,72	0,95	1,1	1,1	1,1	0,91	0,92	1,0
0,4	0,25	1,1	1,1	0,99	1,1	1,1	1,1	1,1	1,1	1,0	0,99	1,0
	0,50	0,69	1,4	1,1	0,95	0,92	0,97	0,95	0,95	0,96	0,99	1,0
	0,75	0,64	1,6	1,3	1,0	0,93	0,90	0,88	0,87	0,90	0,91	1,0
	1	0,57	1,6	1,5	1,2	1,0	0,92	0,88	0,85	0,86	0,91	1,0
	2	0,21	1,1	1,2	1,4	1,2	1,0	0,97	0,89	0,81	0,91	1,0
	3	0,12	0,62	0,77	1,1	1,4	1,1	1,1	0,98	0,79	0,81	1,0
	4	0,074	0,41	0,65	0,95	1,1	1,2	1,2	1,2	0,90	0,85	1,0
0,661	0,25	0,90	0,89	0,76	0,82	0,87	0,92	0,93	0,94	0,95	0,96	1,0
	0,50	0,67	1,3	0,87	0,80	0,79	0,79	0,83	0,85	0,89	0,94	1,0
	0,75	0,54	1,3	1,1	0,85	0,80	0,77	0,78	0,82	0,85	0,92	1,0
	1	0,45	1,2	1,2	0,88	0,82	0,78	0,78	0,76	0,83	0,90	1,0
	2	0,22	0,83	1,0	1,0	0,90	0,86	0,81	0,83	0,82	0,92	1,0
	3	0,13	0,48	0,82	0,83	1,1	0,99	0,97	0,92	0,91	0,97	1,0
	4	0,086	0,46	0,52	0,72	0,98	1,1	1,0	1,0	0,99	0,91	1,0

Продолжение табл. 4

Энергия фотонов ФДж/МэВ	Толщина защиты, д. с. п.	Косинус угла падения фотонов										
		0,01	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0
1,25	0,25	0,77	0,68	0,58	0,62	0,68	0,73	0,77	0,81	0,85	0,92	1,0
	0,50	0,67	1,2	0,75	0,67	0,66	0,70	0,75	0,78	0,84	0,91	1,0
	0,75	0,53	1,2	0,87	0,71	0,66	0,67	0,71	0,76	0,84	0,93	1,0
	1	0,41	1,1	0,92	0,75	0,67	0,67	0,73	0,78	0,82	0,94	1,0
	2	0,14	0,57	0,78	0,75	0,71	0,72	0,69	0,76	0,82	0,90	1,0
	3	0,13	0,46	0,68	0,73	0,83	0,84	0,78	0,83	0,93	1,0	1,0
	4	0,066	0,30	0,43	0,68	0,63	0,84	1,0	0,95	0,91	0,86	1,0
5,0	0,25	0,88	0,52	0,43	0,47	0,52	0,57	0,63	0,70	0,78	0,87	1,0
	0,50	1,1	1,3	0,67	0,57	0,56	0,59	0,64	0,71	0,78	0,88	1,0
	0,75	0,70	1,4	0,79	0,57	0,55	0,59	0,65	0,72	0,80	0,90	1,0
	1	0,50	1,4	0,78	0,60	0,55	0,56	0,63	0,71	0,80	0,92	1,0
	2	0,28	0,96	0,76	0,65	0,55	0,56	0,67	0,75	0,87	0,98	1,0
	3	0,74	1,6	1,4	0,79	0,68	0,56	0,82	0,90	1,1	1,0	1,0
	4	1,0	2,5	2,1	1,7	1,3	1,1	0,91	1,2	1,2	1,2	1,0
10,0	0,25	1,3	0,52	0,41	0,45	0,50	0,56	0,62	0,70	0,78	0,88	1,0
	0,50	2,0	1,7	0,71	0,59	0,57	0,61	0,66	0,72	0,81	0,89	1,0
	0,75	1,5	2,1	0,86	0,59	0,55	0,59	0,64	0,72	0,81	0,89	1,0
	1	0,91	1,7	0,97	0,60	0,54	0,58	0,63	0,72	0,82	0,91	1,0
	2	0,30	0,79	0,88	0,61	0,55	0,61	0,67	0,78	0,92	0,98	1,0
	3	0,59	1,5	1,1	0,82	0,75	0,74	0,85	0,94	1,1	1,1	1,0
	4	0,55	1,7	1,9	1,7	1,2	0,94	1,0	1,2	1,1	1,1	1,0

Таблица 5

Отношение дозовых факторов накопления $\delta(E, Z)$ в барьерной и бесконечной геометрии для точечного изотропного источника

Энергия, МэВ	Вещество					
	Вода $Z_{эф}=6,6$	Al Z=3	Fe Z=26	Sn Z=50	Pb Z=82	U Z=92
0,15	0,600	0,960	0,820	0,925	0,978	0,985
0,5	0,750	0,799	0,869	0,941	0,983	0,9885
1	0,820	0,855	0,900	0,952	0,986	0,9905
2	0,892	0,905	0,929	0,965	0,989	0,9925
3	0,920	0,930	0,947	0,974	0,991	0,9935
4	0,941	0,947	0,958	0,979	0,9926	0,9945
6	0,961	0,965	0,973	0,986	0,994	0,9954
8	0,973	0,976	0,981	0,989	0,995	0,9961
10	0,981	0,983	0,987	0,992	0,996	0,9967
15	0,993	0,9935	0,9945	0,9958	0,997	0,9974

Важным аспектом прогнозирования вклада рассеянного излучения является учет влияния гетерогенности защиты. Среди предложенных для ее учета моделей более точные предполагают использование эмпирических или полуэмпирических коэффициентов, сведения о которых явно недостаточны для практического использования этих моделей. Поэтому оценка точности моделей, не использующих вспомогательные константы, является актуальной.

В условиях АЭС фотонное излучение ослабляется и рассеивается обычно в трех средах, которые перечислены ниже в порядке их следования:

- 1) излучающая среда - вода ($Z_{эф}=6,6$, $\rho_{макс}=1,0$ т/м³), или натрия ($Z=11$, $\rho_{макс}=0,97$ т/м³), или пар (газ), в котором из-за малости его эффективной толщины накоплением излучения можно пренебречь;
- 2) материал оболочки источника - обычно сталь ($Z=26$, $\rho=7,85$ т/м³);
- 3) материал защиты - бетон ($Z_{эф}=15-24$, $\rho=2,2-4,2$ т/м³), сталь или чугун ($Z=26$, $\rho=7,2-7,85$ т/м³).

Для каждого из этих материалов коэффициент истинного поглощения фотонного излучения достигает минимального значения при энергии, большей энергии первичного излучения теплоносителя. Поэтому в каждом последующем слое защитной композиции спектр рассеянного излучения достаточно быстро достигает квазиравновесного состояния и на некоторой толщине, зависящей от соотношения ослабляющих и рассеивающих свойств рассматриваемого и предыдущих слоев, фактор накопления многослойной композиции становится приблизительно равным фактору накопления последнего слоя. Это обстоятельство является предпосылкой к использованию простейшей схемы вычисления фактора накопления многослойной защиты $V_{см}$, состоящей в его вычислении по материалу последнего слоя и толщине, равной сумме толщин излучающей среды $\mu_{изл. ср} R$, стенки источника $\mu_{Fe} \delta$ и бетонной защиты $\mu_{бет} d$:

$$V_{см} = V_{бет} \left[\mu_{изл. ср} R + \mu_{Fe} \delta + \mu_{бет} d \right]. \quad (5)$$

Оценим погрешность этой модели для задач рассматриваемого класса. В реальных ситуациях расчетная схема часто оказывается проще описанной. Так, если защита выполнена не из бетона, а из стали, то трехслойная композиция обращается в двухслойную:

$$V_{см} = V_{Fe} \left[\mu_{изл. ср} R + \mu_{Fe} (\delta + d) \right]. \quad (5a)$$

Защитная композиция оказывается также двухслойной, когда толщина защиты d равна нулю, а источник заполнен водой или натрием:

$$V_{см} = V_{Fe} \left[\mu_{изл. ср} R + \mu_{Fe} \delta \right], \quad (5б)$$

либо, когда излучающей средой является пар или газ:

$$V_{см} = V_{бет} \left[\mu_{Fe} \delta + \mu_{бет} d \right]. \quad (5в)$$

Если в предыдущем случае защита выполнена не из бетона, а из стали (чугуна) или ее толщина равна нулю, то защитная композиция становится однослойной:

$$V_{см} = V_{Fe} \left[\mu_{Fe} (\delta + d) \right] \quad (5г)$$

$$V_{см} = V_{Fe} \left[\mu_{Fe} \delta \right]. \quad (5д)$$

С целью определения погрешности выражений (5а-5в) был выполнен расчет факторов накопления двухслойной композиции по материалу первого и второго слоев, результаты которого сравнивались между собой и, при необходимости, с результатами расчета по формуле Футерменгера (в двухслойном представлении):

$$B_{\text{Фут}} = B_2 \left[\mu X_2 + C_{1,2} \cdot \mu X_1 \right] + \left[B_1 (\mu X_1) - B_2 (C_{1,2} \cdot \mu X_1) \right] \cdot \exp(-\alpha_{1,2} \cdot \mu X_2). \quad (6)$$

В расчетах рассмотрены характерные элементы контуров АЭС, значительно различающиеся размерами (в д.с.п.): трубопроводы D-600 - D-65, парогенераторы реактора ВВЭР-440, барабан-сепараторы реактора РБМК-1000.

На рис. 2 в качестве примера показаны результаты расчета, выполненного для трубопровода D-600 ($R=0,290$ м, $\delta=0,025$ м), заполненного водой (рис. 2а) и натрием (рис. 2б), а также для композиции "источник-бетонная защита" (рис. 2в). Объемная масса бетона принята равной $2,35$ т/м³, как наиболее часто применяемая, а ее толщина $d=0,30$ м, как минимальная из применяемых на АЭС и сопоставимая с толщиной первого слоя.

Анализ представленных на рис. 2 данных показывает, что с погрешностью, например 20%, факторы накопления первого и второго слоев совпадают от высшей энергии 15 МэВ до 0,7-0,9 МэВ. Следовательно, применение выражений (5а-5д) может внести погрешность лишь при меньших энергиях. Для этих энергий и пары материалов, в наибольшей степени различающихся атомными номерами, а именно воды и железа, был произведен расчет фактора накопления по формуле Футерменгера, который показал, что с погрешностью не хуже 9% выполняется равенство:

$$B_{\text{Фут}} \left[\mu_{\text{H}_2\text{O}} R + \mu_{\text{Fe}} \delta \right] / B_{\text{Fe}} \left[\mu_{\text{H}_2\text{O}} R + \mu_{\text{Fe}} \delta \right] = 1. \quad (7)$$

Таким образом, по отношению к расчету накопления излучения реально двухслойную композицию "излучающая среда (вода)-стенка источника (Fe)" можно рассматривать как однослойную композицию "источник", выполненную из материала последнего слоя с толщиной, равной сумме двух слоев. Этот результат дает основание рассматривать трехслойную композицию "вода-железо-бетон" как двухслойную "железо-бетон".

Осталось установить, что и другая трехслойная композиция "Na-Fe-бетон" аналогичным образом может быть сведена к двухслойной "Fe-бетон" и что эта композиция может рассматриваться как однослойная с суммарной толщиной трех

слоев. Сделать эту оценку количественно не удастся в связи с отсутствием необходимых значений коэффициентов формулы (6). Однако меньшее различие факторов накопления в обсуждаемых средах (см. рис. 2б-в), обусловленное меньшей разницей их атомных номеров, является достаточно надежной качественной гарантией правомерности такого предположения. Более того, следует ожидать, что поскольку погрешности расчета фактора накопления в отдельно взятых композициях "вода-Fe" или "Na-Fe" и "Fe-бетон" имеют различные знаки, суммарная погрешность его расчета в трехслойной композиции будет достаточно малой и не превысит в рассмотренных случаях 5-10%.

Выражение (5) применимо и для расчета фактора накопления в источниках с сильно различающимися толщинами слоев воды и стали. Так, например, погрешность выражения (5) в сравнении с (6) для парогенератора АЭС с БВЗР-440 составляет в радиальном направлении $\left[\mu_{\text{H}_2\text{O}} R = 2,95 \text{ и } \mu_{\text{Fe}} \delta = 1,18 \text{ при } E = 6,13 \text{ МэВ} \right]$ - 3,5%, а в торцевом направлении $\left[\mu_{\text{H}_2\text{O}} L_{\text{H}_2\text{O}} = 21,6 \right]$ - 30,7%. Близкие по значению оценки погрешности получены и при расчете факторов накопления, когда источником является барабан-сепаратор АЭС с РБМК-1000.

Фактически и в этих случаях погрешность расчета факторов накопления не превысит 10%, так как: а) в оценках не учитывался вклад в рассеяние внутрикорпусных мегаллюкострукций и б) вклад излучения, рожденного на расстояниях более 5 д.с.п., как в полную мощность дозы, так и в ее погрешность пренебрежимо мал [15].

Таким образом, в диапазоне энергий 0,15-15,0 МэВ и размеров источников до 22 д.с.п. для обычно используемых в технологических контурах АЭС материалов фактор накопления в трехслойной композиции "излучающая среда - оболочка источника - защита" может быть вычислен по материалу последнего слоя. Важным следствием результатов проведенного анализа является возможность без сколько-нибудь большой погрешности учета накопления излучения в источнике, барьерности защиты и возрастания факторе накопления при наклонном падении исходя из свойств последнего слоя, что, в свою очередь, позволяет заметно упростить алгоритм учета этих эффектов.

С учетом полученных результатов разработана библиотека констант по дозовым факторам накопления, оформленная в виде подпрограммы BUILD, написанной на подмножестве языка FORTRAN-4, обеспечивающем ее эксплуатацию на ЭВМ типа ЕС, БЭСМ-6 и IBM PC.

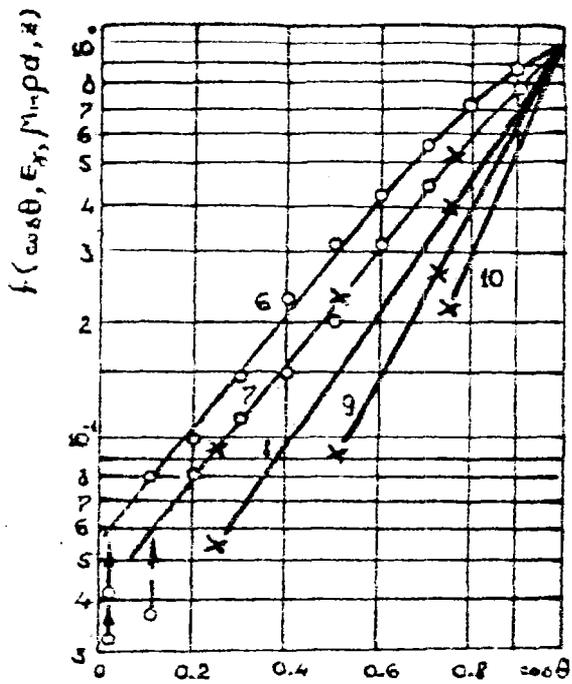
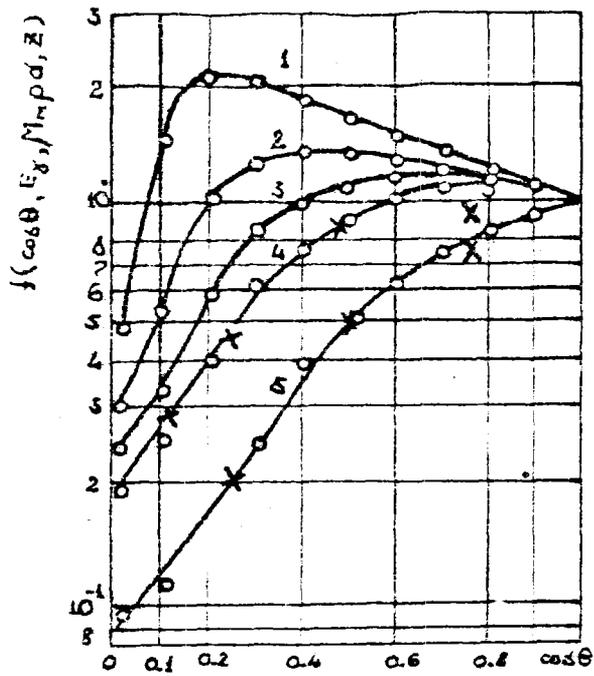
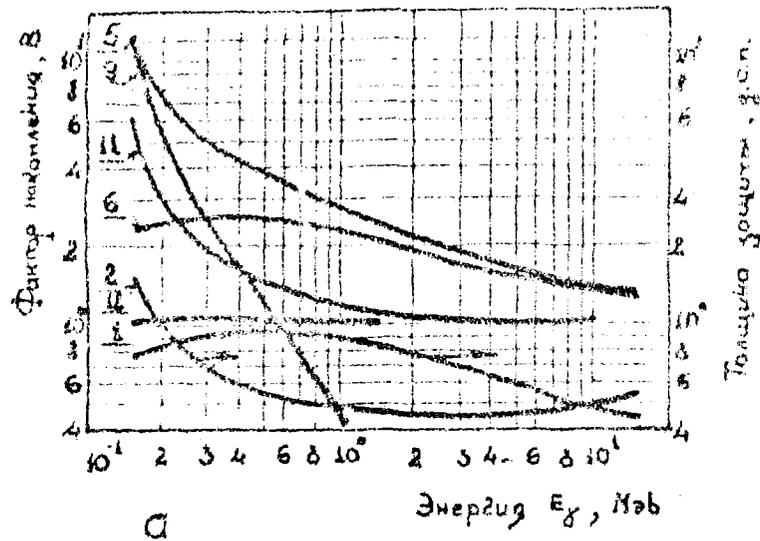
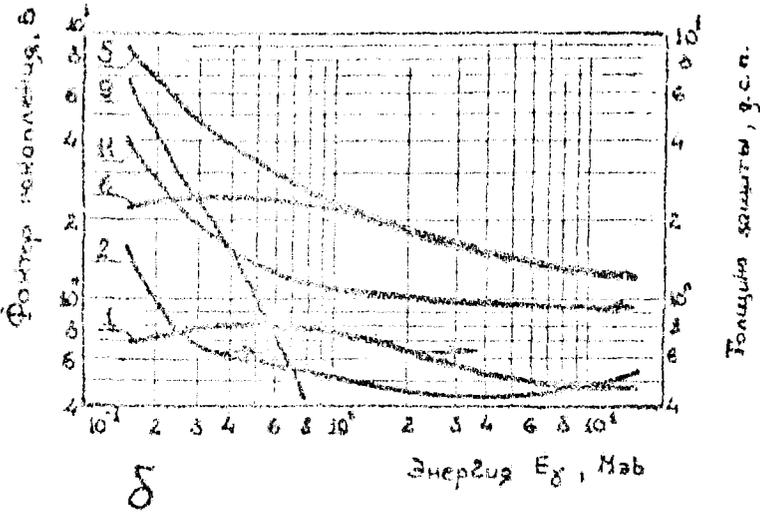


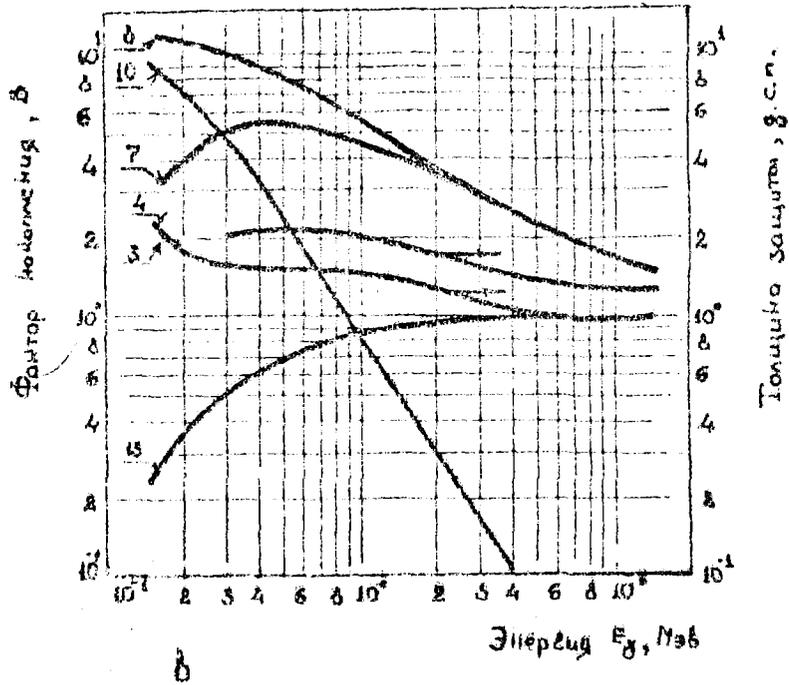
Рис. 1. Зависимость функции $f = (B_*/B) \cdot \sec\theta \cdot \exp[-(\sec\theta - 1)\mu\rho d]$ от угла падения фотонов с $E=0,661$ МэВ и толщины защиты. Обозначения: Толщинам 0,25, 0,5, 0,75, 1, 2, 3, 4, 6, 8, и 10 г.с.п. соответствуют кривые 1 -10. Данные работ: x-[13], o-[14]



а



б



в

Рис. 2. К расчету фактора накопления многослойной защитной композиции: а - H_2O-Fe , б - $Na-Fe$, в - Fe -бетон. Излучающая среда: а - H_2O , б - Na . Толщина (д.с.п.): 1 - излучающей среды μR , 2 - стальной стенки источника-трубопровода $D 500 \mu\delta$ ($\delta=0,25$ м), 3 - слоя бетона μd ($d=0,30$ м, $\rho=2,35$ т/м³), 4 - источника $\mu X = \mu R + \mu d$. Факторы накопления смеси, рассчитанные по материалу: 5 - излучающей среды $V_{изл. ср.} (\mu X)$ 6 - стенки источника $V_{Fe} (\mu X)$, 7 - источника $V_{Fe} (\mu X + \mu d)$, 8 - защиты $V_{бет} (\mu X + \mu d)$. Разность факторов накопления: 9 - $V_{изл. ср.} (\mu X) - V_{Fe} (\mu X)$, 10 - $V_{Fe} (\mu X + \mu d) - V_{бет} (\mu X + \mu d)$. Отношение факторов накопления: 11 - $V_{изл. ср.} (\mu X) / V_{Fe} (\mu X)$ 12 - $V_{Футн} (\mu X) / V_{Fe} (\mu X)$ 13 - $V_{Fe} (\mu X + \mu d) / V_{бет} (\mu X + \mu d)$

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бычков Я.А. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Проектирование и строительство. 1987. Вып.2. С.9.
2. Бычков Я.А., Лавданский П.А. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Проектирование и строительство. 1986. Вып.2. С.3.
3. Бычков Я.А., Бабошин Н.Г., Енговатов И.А. и др. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Проектирование и строительство. 1987. Вып.2. С.3.
4. Бычков Я.А. Модульный геометрический комплекс подготовки и обработки данных в трехмерной геометрии. // Доклад на V Всесоюзной научной конференции по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок. / Серпухов, ИФВЭ, сентябрь, 1989 г.
5. Сечения взаимодействия гамма-излучения. Пер. с англ. / Под ред. Стром Э., Исраэль Х. М.: Атомиздат, 1973.
6. Shure K., Wallace O.J. // Nucl.Sci. and Eng. 1977. V.62. P.736.
7. Защита от ионизирующих излучений. Справочник 3-е изд. / Под ред. Машкович В.П. М.: Энергоиздат, 1982.
8. Кучин Н.Л. Попков К.К., Трофимов И.Н. // Атомная энергия. 1987. Т.44. Вып.3. С.248.
9. Золотухин В.Г., Кимель Л.Р., Ксенофонов А.П., Лейпунский О.И. и др. Поле излучения точечного мононаправленного источника гамма-квантов. М.: Атомиздат, 1974.
10. Кухтевич В.И., Горячев И.В., Трыков Л.А. Защита от проникающей радиации ядерного взрыва. М.: Атомиздат, 1970.
11. Веселовский Л.Н., Гузовская Е.К., Кузнецов В.Г., Сакович В.А. // Атомная энергия. 1967. Т.23. Вып.1. С.49.
12. Руководство по радиационной защите для инженеров. / Под ред. Бродера Д.Л. и др. М.: Атомиздат, 1972.
13. Furrnie E.M., Chilton A.B. // Nucl.Sci.Eng. 1980. V.76(1). P.66.
14. Dogget W.O., Bryan F.A. // Nucl.Sci. and Eng. 1970. V.39(1). P.92.
15. Гусев Н.Г., Ковалев Е.Е., Осанов Д.П., Попов В.И. Защита от излучения протяженных источников. М.: Госатомиздат, 1961.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

РЕПЕРНЫЕ МАКРОСКОПИЧЕСКИЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ.
ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

Л. А. Трыков, В. П. Семсенов, Ю. И. Колеватов, А. Н. Николаев

Физико-энергетический институт, г. Обнинск

BENCHMARK MACROSCOPIC EXPERIMENTS. PROBLEMS AND PROSPECTS OF DEVELOPMENT. A benchmark macroscopic (integral) experiment run in the field of radiation protection physics has revealed significant disagreements of experimental and calculated results on a neutron component and particularly on secondary γ -radiation for a number of materials used in shielding. The anomalies in pure γ -radiation passing through heavy materials have been discovered. However, the benchmark experimental data available are far from being sufficient to satisfy the needs in the field of nuclear power plant protection calculation and design. The current experimental basis, particularly spectrometric instruments of radiation measurement does not satisfy the state-of-the-art requirements. The informational basis in the form of a computerized data bank on macroscopic experiments is lacking. The paper puts forward the required R&D program on the sectoral and intrasectoral level to maintain the experimental investigations on the required level and for their further progress.

В ФЭИ в 1976-88 гг. была проведена серия макроскопических реперных экспериментов универсального типа в области радиационной защиты ядерно-энергетических установок. Результаты этих экспериментов и данные, полученные из отечественных и зарубежных публикаций [1], позволяют очертить круг вопросов, для решения которых необходимы экспериментальные и расчетные исследования с постановкой макроскопических реперных экспериментов. Обнаружены значительные расхождения между экспериментальными и расчетными результатами (до 200%) по нейтронному компоненту для ряда материалов (см. табл. 1). Очень большие расхождения обнаружены по вторичному γ -излучению (см. табл. 2). Выявлены аномалии в прохождении чистого γ -излучения через тяжелые материалы (железо, висмут, свинец, уран) [2].

Однако реперных экспериментальных данных явно недостаточно для удовлетворения потребностей в области расчета и проектирования ЯТУ. Необходимы исследования по выявлению причин расхождений, определению потребной точности ядерных констант, выяснению причин аномалий в прохождении γ -излучения. Мало экспериментальных данных реперного типа для глубоких прохождений излучения в защитных композициях, а также для защитных композиций со сложной геометрией, моделирующих реальные узлы и защиту ЯТУ и ускорителей. Почти нет реперных экспериментальных данных по прохождению нейтронов с энергией 14 МэВ через композиции, моделирующие бланкеты термоядерных реакторов.

Таблица 1

Максимальные расхождения между экспериментальными
и расчетными спектрами нейтронов в сферической геометрии

Материалы	Диаметры сферических макетов, см	Источники излучения	Область энергий, МэВ	Максимальное расхождение, %
<u>Легкие</u>				
Полиэтилен	60	^{252}Cf	$2,5 \cdot 10^{-8} - 16$	10
Вода	50, 70	^{252}Cf	" "	15
Натрий	50, 100	^{252}Cf	" "	30
<u>Средние</u>				
Хром	50	$^{252}\text{Cf}, ^{238}\text{Pu-Be}$	0,01 - 10	20
Железо	20 ÷ 70	$^{252}\text{Cf}, ^{238}\text{Pu-Be}$ $^{238}\text{Pu-B}$	0,01 - 14	50
Никель	50	^{252}Cf	0,01 - 10	200
<u>Тяжелые</u>				
Свинец	20:60	$^{252}\text{Cf}, ^{238}\text{Pu-Be}$ $^{238}\text{Pu-B}$	0,01 - 10	40
Уран	22	" "	" "	50

Таблица 2

Максимальные расхождения между экспериментальными и расчетными спектрами γ -излучения в сферической геометрии с радиоактивным источником ^{252}Cf .

Материалы	Диаметры сферических макетов, см	Область энергий, МэВ	Максимальное расхождение, %
<u>Легкие</u>			
Полиэтилен	60	0,4 - 11	20
Вода	50,70	"-	20
Графит	куб 120x120x120	"-	20
<u>Средние</u>			
Хром	50	0,4 - 11	500
Железо	20+70	"-	400
<u>Тяжелые</u>			
Свинец	20+60	0,4 - 9,0	1000
Уран	22	0,4 - 6,0	30

Для повышения надежности получаемых данных необходимо проведение сравнений экспериментальных и расчетных результатов, в том числе и на международном уровне. Существующая экспериментальная база не удовлетворяет современным требованиям. Наиболее плохое положение со спектрометрическими средствами измерения нейтронного и γ -излучения: отечественных промышленных спектрометров практически нет.

Накопленный в ФЭИ опыт исследований в области макроскопических экспериментов, а также имеющиеся литературные данные показывают, что наиболее удобными и перспективными являются следующие спектрометрические методы детектирования нейтронов: 1) метод протонов отдачи с применением органических сцинтилляторов (энергетический диапазон от 0,2 до 20-30 МэВ), 2) метод протонов отдачи с применением газовых пропорциональных счетчиков (энергетический диапазон от 10 кэВ до 1-2 МэВ), 3) метод шаровых замедлителей (энергетический диапазон от тепловых нейтронов до 10-20 МэВ). Эти методы близки по чувствительности и позволяют проводить измерения в смешанных полях нейтронов и γ -квантов.

Для измерения спектров γ -излучения на фоне нейтронов наиболее подходящим является спектрометр с органическим сцинтиллятором (энергетический диапазон от 0,2 до 15 МэВ).

На основе этих методов в ФЭИ создан спектрометрический комплекс на уровне лабораторных образцов. Совместно со СНИИПом разработаны спектрометры СЭН2-02 и СЭН2-03. В ИФВЭ разработан мультисферный спектрометр (метод шаровых замедлителей) для измерения полей быстрых и сверхбыстрых нейтронов (до 200 МэВ), создано к нему программное обеспечение.

Следует отметить, что даже ведущие институты в области ядерной науки и техники очень плохо оснащены спектрометрическими средствами измерения. Спектрометры СЭН2-02 и СЭН2-03 промышленностью не выпускаются. Остальные из указанных выше спектрометров существуют в виде полукустарных, плохо воспроизводимых образцов.

За рубежом выпускают электронные блоки и зонды для измерения нейтронных спектров с помощью органических сцинтилляторов или пропорциональных водородных счетчиков, например, блоки фирм *ORTEC* и *CANBERRA*. Однако для реализации спектрометров на основе таких блоков требуются опытные специалисты очень высокой квалификации в области спектрометрии, необходима самостоятельная разработка методического обеспечения, разработка и серьезная переработка программного обеспечения обработки аппаратурных распределений, открытым остается вопрос метрологических гарантий точности и надежности измерений. Кроме того, аппаратура западных фирм мало доступна даже ведущим институтам.

Созданный задел в области спектрометрии нейтронов и γ -излучения позволяет осуществить разработку и подготовку к промышленному производству спектрометров, обладающих свойствами промышленных изделий (стандартностью, воспроизводимостью характеристик, наличием методического и метрологического обеспечения, высокой степенью автоматизации измерений, доступностью для освоения рядовыми специалистами), и в то же время обладающих необходимой гибкостью для различных условий измерения. Наличие современной спектрометрической аппаратуры даст возможность более обоснованно и с большей надежностью применять интегральные детекторы излучений, т.к. спектрометры будут служить опорными средствами измерений для интегральных детекторов.

Важным моментом является наличие современной информационной базы. В настоящее время имеется большое количество научных публикаций, содержащих экспериментальные и расчетные данные по прохождению нейтронов и γ -излучения через различные материалы и композиции. Пользоваться этими данными затруднительно из-за разнобоя в их описании, нехватки во многих случаях важных сведений об условиях эксперимента, из-за малодоступности, трудностей поиска и анализа публикаций. В связи с этим часто бывает проще (но дороже) вновь провести экспериментальные или расчетные исследования, чем найти их описание в литературе, что приводит к необоснованному расходу сил и средств.

Поэтому актуальной является задача создания на ЭВМ банка систематизированных и оцененных в смысле надежности фактографических данных по макроскопическим экспериментальным и расчетным исследованиям в области физики защиты и смежных областях.

В ФЭИ имеется определенный опыт по систематизации таких данных, приведению их к стандартной форме, соответствующей потребностям пользователей. Таким образом, есть задел, который позволит в достаточно короткие сроки создать банк фактографических данных. Следует отметить, что за рубежом аналогичных банков данных пока нет.

Для поддержания на необходимом уровне и дальнейшего развития экспериментальных исследований необходима отраслевая или межотраслевая программа НИОКР, имеющая целью: 1) выполнение комплекса фундаментальных и прикладных экспериментальных исследований по прохождению нейтронного и γ -излучения через различные среды и их композиции, получение потребных опорных данных, 2) разработку спектрометрических систем нового поколения, создание современной экспериментальной базы, 3) создание банка систематизированных и оцененных данных по макроскопическим экспериментам.

Основные результаты выполнения программы будут заключаться в следующем:

- получение и введение в научный оборот систематизированных и стандартным образом описанных реперных экспериментальных данных в области физики радиационной защиты ядерно-технических установок;

- создание современной измерительной и экспериментальной базы для проведения макроскопических экспериментов и других исследований в области радиационной физики;

- создание спектрометров нейтронов и γ -излучения нового поколения, пригодных к промышленному производству;
- создание банка фактографических данных по макроскопическим экспериментам, обеспечение информацией научных и проектных работ в области физики радиационной защиты и смежных областях;
- определение границ применимости библиотек констант и расчетных программ, повышение точности и надежности расчетов переноса ионизирующего излучения;
- повышение полноты, надежности и точности опорных экспериментальных данных.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Горячев В. И., Колеватов Ю. И., Семенов В. П., Трыков Л. А. Интегральные эксперименты в проблеме переноса ионизирующих излучений: Справ. М.: Энергоатомиздат, 1985.
2. Трыков Л. А., Колеватов Ю. И., Семенов В. П. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1988. Вып. 2. С. 26.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

СРАВНЕНИЕ РАСЧЕТОВ ПО РАЗЛИЧНЫМ КОНСТАНТНЫМ БИБЛИОТЕКАМ
С ДАННЫМИ РЕПЕРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ПРОХОЖДЕНИЮ НЕЙТРОНОВ
И ВТОРИЧНЫХ ФОТОНОВ В ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛАХ

А. В. Воронков, В. А. Исаев, В. И. Журавлев, Н. А. Кондурушкин,
С. Ф. Манаков, В. В. Шаховский

Институт прикладной математики им. М. В. Келдыша, г. Москва

COMPARISON OF CALCULATIONS ON VARIOUS LIBRARIES OF CONSTANTS WITH BENCHMARK EXPERIMENTAL DATA ON NEUTRON AND SECONDARY PHOTON PASSING IN SHIELDING MATERIALS. The paper deals with the comparison of experimental and calculated spectra of neutron and photon escape from the surface spherical mock-ups from water, graphite, lead from neutron sources of $D(t,n)\alpha$ -reaction. The calculations were made by the ROZ-6.3 code using various libraries of group constants from the GNDL unified system of constants.

В настоящее время проектирование биологической защиты от ионизирующих излучений ведется с широким применением расчетных программ решения уравнения переноса нейтронов и фотонов в многогрупповом приближении. Одним из источников погрешностей расчета является неопределенность исходных данных по сечениям взаимодействия излучений с элементами, входящими в состав защитных материалов.

На сегодняшний день в СССР широкое распространение получили библиотеки групповых констант: БНАБ-78 [1], БНД-49 [2], БВФ(49+15) [4], АРАМО-С [3]. Однако ни одна из них не прошла достаточно полной проверки на результатах базовых реперных экспериментов по прохождению излучений через защитные материалы. Работы в этом направлении (например [5,6]) в основном базируются на экспериментах с радионуклидными источниками. Поэтому несомненный интерес представляют сравнения результатов расчета с данными реперных экспериментов для источников $D(T,n)\alpha$ -реакции. Соответствующие экспериментальные результаты брались из зарубежных работ [7,9]. Погрешность измерений в них оценена [7,9] величиной 5-7% как для нейтронов, так и для вторичных фотонов

во всем энергетическом диапазоне. Следует отметить, что одномерность защитных сборок в упомянутых экспериментах несколько искажена коническими полостями, в которых располагались трубки и мониторы пучка ускоренных дейтронов. С целью проверки корректности моделирования условий этих экспериментов в рамках одномерных программ были проведены исследования в трехмерной геометрии методом Монте-Карло, на основании которых было установлено, что погрешность расчета энергетических спектров для экспериментальныхборок по одномерной модели составляет 10-15%.

Для проведения расчетов использовалась программа P03-6 [10]. Выбор пространственно-угловой сетки для рассеянной компоненты излучений осуществляется так, чтобы методическая погрешность определения токов утечки нейтронов и фотонов в рассматриваемом диапазоне не превышала 2-3%. Она оценивалась методом экстраполяции по Ричардсону в ходе предварительных расчетов. Реальные источники излучений моделировались точечными изотропными источниками, расположенными в центре исследуемых образцов.

Для эффективного проведения исследований библиотеки групповых констант БНАБ-78, БНД-49, БВФ (49+15), АРАМАКО-G были погружены в универсальную систему константного обеспечения GNDL. Эта система имеет гибкий формат представления микроконстант, позволяющий единым образом хранить данные произвольной групповой библиотеки.

Сравнения результатов расчета энергетических распределений тока утечки нейтронов и фотонов с поверхностями сферических образцов из свинца, графита и воды представлены в табл.1-3. Все расчетные и экспериментальные результаты для нейтронов в таблицах умножены на $4\pi R^2$, где R - радиус образца.

Для свинца прежде всего обращает внимание занижение расчетных значений токов утечки нейтронов с энергией 1-5 МэВ относительно экспериментальных. Расхождения составляют около 35%. В расчетах не учитывалась коническая полость в шарах, однако ее учет, как показывают оценки методом Монте-Карло, приводит к еще большему занижению расчетных результатов.

Для графита результаты расчетов сравнивались с данными эксперимента на шарах радиусами 10,16 см и 20,96 см. Из табл.2 видно, что хотя расчетные значения суммарного тока утечки нейтронов в диапазоне энергий 2-15 МэВ незначительно отличаются от экспериментального значения, в области энергий 5-10 МэВ наблюдается завышение в 1,4-1,6 раз.

Таблица 1

Энергетические спектры тока утечки нейтронов с поверхности
свинцового шара радиусом $R=5,6$ см·нейтрон/с

Е, МэВ	Эксперимент /8/	Расчет БНАБ-78	Расчет БНД-49
10-15	0,660	0,660	0,655
5-10	0,034	0,036	0,037
1-5	0,529	0,355	0,382
1-15	1,223	1,051	1,075

Таблица 2

Энергетические спектры тока утечки нейтронов с поверхностей
графитовых шаров радиусами $R=10,16$ и $20,96$ см·нейтрон/с

Е, МэВ	Эксперимент /8/	Расчет БНАБ-78	Расчет БНД-49
$R=10,16$ см			
10-15	0,598	0,565	0,602
5-10	0,089	0,132	0,130
2-5	0,080	0,093	0,096
2-15	0,767	0,789	0,828
$R=20,96$ см			
10-15	0,293	0,272	0,322
5-10	0,110	0,167	0,170
2-5	0,109	0,110	0,111
2-15	0,512	0,548	0,598

Результаты сравнения для воды представлены в табл.3. Расчетные и экспериментальные данные для нейтронов согласуются между собой в пределах 10-15%. Для вторичных фотонов наблюдаются существенные расхождения. Так в диапазоне энергий 1-5 МэВ результаты расчетов по библиотекам БНАБ-78 и БНД-99 (БВФ(49+15)), меньше экспериментальных в 1,7-2,5 раза. В диапазоне энергий 5-10 МэВ расчетные результаты превышают экспериментальные в 1,6-3,6

раза. Поскольку для нейтронов расчетные и экспериментальные данные достаточно хорошо согласуются между собой, возможными причинами расхождений являются погрешности в спектрах выходов фотонов при неупругом рассеянии нейтронов на ядрах кислорода.

Таблица 3

Энергетические спектры тока утечки нейтронов с поверхностей водяных шаров радиусами $R=9,93$ и $18,5$ см·нейтрон /с, и скоростей счета фотонов в точке регистрации, импульс/см²·с

Е, МэВ	Эксперимент/8/	Расчет БНАБ-78	Расчет БНД-49(БВФ(49+15))
$R=9,93$ см			
Нейтроны			
10-15	0,585	0,565	0,581
5-10	0,131	0,125	0,122
2-5	0,107	0,078	0,096
2-15	0,825	0,710	0,800
Фотоны			
5-10	0,15-9	0,25-9	0,54-9
1-5	2,08-9	0,70-9	0,80-9
1-10	2,23-9	0,95-9	1,34-9
$R=18,5$ см			
Нейтроны			
10-15	0,328	0,303	0,337
5-10	0,119	0,110	0,111
2-5	0,096	0,082	0,087
2-15	0,547	0,495	0,534
Фотоны			
5-10	0,175-9	0,28-9	0,63-9
1-5	2,22-9	1,30-9	1,13-9
1-10	2,34-9	1,58-9	1,76-9

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абагян Л. П., Базазянц Н. О., Николаев М. Н., Цибуля А. М.
Групповые константы для расчетов реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981.
2. Вырский М. Ю., Дубинин А. А. и др. //Третья Всесоюзная научная конференция по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок, 27-29 октября 1981 г./Томск: ИПМ ТГУ, 1981.
3. Абагян А. А., Барыба М. А., Басс Л. П. и др. АРАМАКО-G - система обеспечения многогрупповыми константами расчетов полей гамма-излучения в реакторе и защите: Препринт ИПМ АН СССР 122, М., 1978.
4. Дубинин А. А., Колесов В. Е., Кривцов А. С. и др. //Четвертая Всесоюзная научная конференция по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок, 10-12 сентября 1985/Томск: 1985.
5. Дубинин А. А., Неретин В. А., Сахаров В. К. и др. Там же.
6. Сахаров В. К., Швецов А. В., Шикин А. В. Там же.
7. Hansen L.F., Wong C. et al. Measurements of the Neutron Spectra from Materials Used in Fusions Reactors and Calculations Using the ENDF/B-III and IV Neutron Libraries, N.S.E. V.60, 1976.
8. Hansen L.F., Komoto T. et al. Radiation Doses as a Function of the Thickness and Shielding Material Surrounding 14 MeV Neutron Source. //Proc. Conf. on Nucl. Cross Section and Technology, Knoxville, 1977.
9. Hansen L.F. et al. The Transport of 14 MeV Neutrons Through Heavy Materials. N.S.E. V.92, N3, 1986.
10. Волошенко А. М., Дубинин А. А. //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1984. Вып. 6(43). С. 30.

Статья поступила в редакцию 22.11.89 г.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ ИНДЕКС РАБОТ, ПОМЕЩЕННЫХ В НАСТОЯЩЕМ ВЫПУСКЕ,
В МЕЖДУНАРОДНОЙ СИСТЕМЕ СИНДА

Element		Quantity	Laboratory	Work type	Energy(eV)		Page	COMMENTS
S	A				min	max		
MANY		NG	RI	EVAL	5.0+5		5	TROFILOV.SISTMTC.SIG VS (N-Z)/A,GRPH
B	010	NT	FEI	EXPT	MAXW	-	11	KORNILOV+REAC,ACT,SCINT,SIG GVN,CFD
B	010	NT	FEI	EXPT	4.2+5	5.0+6	11	KORNILOV+C-W,ACT,SCINT,SIG GVN,CFD

УДК 539.172.4

ИЗОТОНИЧЕСКАЯ И ИЗОТОПИЧЕСКАЯ ЗАВИСИМОСТИ СЕЧЕНИЙ РАДИАЦИОННОГО ЗАХВАТА НЕЙТРОНОВ ЯДЕР ОТ ПАРАМЕТРА НЕЙТРОННОГО ИЗБЫТКА

/Ю. Н. Трофимов - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 5.

Выявлены простые систематики в сечениях радиационного захвата нейтронов ядер на основе экспоненциальной зависимости сечения от энергии реакции. С помощью этих систематик можно проводить оценку сечений только на основе числа нейтронов и протонов в ядре, не прибегая к параметрам модельных представлений ядра. Совместное использование изотопической и изотонической зависимостей сечений радиационного захвата нейтронов позволяет при наличии опорных сечений изотопов выработать оценку сечений для всех остальных изотопов, в том числе радиоактивных (рис. 3, список лит. - 4 назв.).

УДК 539.172.4

ИССЛЕДОВАНИЕ СЕЧЕНИЯ РЕАКЦИИ $^{10}\text{B}(n, t)$ ПОДБАРЬЕРНОЙ

ОБЛАСТИ/Н. В. Корнилов, А. В. Балицкий, В. Я. Барыба, В. И. Дружинин, А. Б. Кагаленко, А. К. Харитонов. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 11.

Сечение реакции $^{10}\text{B}(n, t)$ измерено при энергии падающих нейтронов 0,024 эВ, 420 кэВ и 4 МэВ. Подробно описаны оригинальная экспериментальная методика и модельные расчеты, выполненные для ее обоснования. Подтверждено наличие подбарьерного участка в сечении этой реакции. Рекомендуемое значение сечения в тепловой точке $(8,4 \pm 2,0)$ мб. (рис. 3, табл. 1, список лит. - 16 назв.).

УДК 539.172.4

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ПЛОТНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОЛНОГО НЕЙТРОННОГО СЕЧЕНИЯ С ПОМОЩЬЮ РЯДА ГРАМА-ШАРЛЬЕ/Э. Ф. Фомушкин. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 22.

Рассматривается возможность аппроксимации полного нейтронного сечения рядом Грама-Шарлье. В этом случае кривая наблюдаемого сечения описывается знакопеременным рядом, где коэффициентами являются семиинварианты анализируемой плотности сечения. Приведен принцип вычисления статистических погрешностей семиинвариантов. В качестве примера рассмотрен анализ кривой наблюдаемого полного сечения хрома с помощью двух типов распределений (рис. 4, список лит. - 7 назв.).

УДК 539.17

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОХОЖДЕНИЯ НЕЙТРОНОВ СПЕКТРА ДЕЛЕНИЯ ЧЕРЕЗ СФЕРИЧЕСКИЕ ОБРАЗЦЫ ИЗ Сг и Ni/O. В. Баранов, В. В. Коробейников, В. М. Литяев, А. М. Цибуля, В. Ханзен, В. Фогель. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 28.

Приводятся результаты исследований прохождения нейтронов через сферические образцы из Сг и Ni. Эксперименты проведены на одних и тех же наборах образцов в СССР и ГДР. В экспериментах СССР изучались функции пропускания с камерой деления из U-238, а в ГДР - спектры нейтронов утечки. Результаты обоих экспериментов сравниваются между собой и с расчетом (рис. 10, табл. 1, список лит. - 4 назв.).

УДК 621.039.51

СОКРАТОР: система обеспечения константами расчетов атомных реакторов и радиационной защиты/М. Н. Николаев, М. М. Савоськин, А. М. Цибуля, А. С. Кривцов, В. В. Сеница, Г. Н. Мантуров. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 42.

В докладе дан обзор современного состояния системы подготовки констант СОКРАТОР: архитектура и возможности системы, содержание баз данных. Приводятся результаты и анализ расчетов двух тестовых моделей защиты быстрых реакторов, выполненных в рамках СОКРАТОР (табл. 1, список лит. - 16 назв.).

УДК 539.017

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЗАДАЧ ПЕРЕРАБОТКИ ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ В ГРУППОВЫЕ КОНСТАНТЫ В СИСТЕМЕ СОКРАТОР/А. С. Кривцов, В. В. Сеница, М. М. Савоськин. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 51.

Рассмотрено современное состояние одной из основных частей СОКРАТОРа - подсистемы МИКРО, обеспечивающей поддержание библиотек файлов оцененных нейтронных данных и их переработку в групповые константы. Приводится общее описание структуры подсистемы, ее возможностей, назначение отдельных элементов. Отмечены проблемы параметризации резонансной структуры сечений, рассматриваются все существующие в системе способы получения подгрупповых параметров, даются их сравнительные характеристики. Описываются функции сопровождения библиотек ядерных данных, тестировки оцененных данных и групповых функционалов (список лит. - 5 назв.).

УДК 621.039.538:539.17

ПЕРЕРАБОТКА ОЦЕНЕННЫХ ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ В ГРУППОВЫЕ КОНСТАНТЫ ДЛЯ РАСЧЕТА ФОТОННЫХ ПОЛЕЙ/А. А. Дубинин, А. С. Кривцов, М. М. Савоськин, М. А. Барыба, С. В. Забродская. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 57.

В докладе представлен обзор состояния константного обеспечения расчетов полей фотонного излучения, используемого в большинстве отечественных программ. Анализируется 15-групповая библиотека взаимодействия фотонов с веществом и библиотека выходов фотонов БВФ(49+15), подчеркиваются причины, по которым эти библиотеки уже не в полной мере удовлетворяют запросам задач физики защиты. Рассматриваются дальнейшие перспективы развития библиотек групповых фотонных констант и программно-математического обеспечения переработки микроскопических фотонных данных в групповые константы. Даются сравнительные оценки качества информации по выходу фотонов в нейтронных реакциях в различных библиотеках оцененных ядерных данных (список лит. - 6 назв.).

УДК 539.17:621.384.6

РАЗРАБОТКА СИСТЕМЫ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАСЧЕТА ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ И ПРОТОНОВ С ЭНЕРГИЕЙ ДО 500 МэВ В ВЕЩЕСТВЕ/Д. В. Горбатков, В. П. Крючков, Г. И. Семенова. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 63.

Изложены физические модели, лежащие в основе расчета ядерных констант для нейтронов и протонов с энергией до 500 МэВ. Описывается архитектура системы константного обеспечения и комплекс программ для ее обслуживания. Разработанные функции доступа обеспечивают получение групповых констант в общепринятых форматах FMAC-M и ANISN (рис. 1, список лит. - 7 назв.).

УДК 539.17

ХАРАКТЕРИСТИКИ РАЗРАБАТЫВАЕМОЙ БИБЛИОТЕКИ КОНСТАНТ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ В ОБЛАСТИ ЭНЕРГИЙ (10^2 - 10^8) эВ/А. Ф. Аккерман, А. М. Волощенко, А. Л. Гибрехтерман, В. П. Глузов, С. И. Хлупин, Н. Н. Чабдарова, Г. Я. Чернов, М. М. Чубисов, М. М. Юлдашев. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 68.

В докладе обсуждаются основные характеристики разрабатываемой константной системы обеспечения расчетов переноса электронов и ионов в веществе методом Монте-Карло, а также методом дискретных ординат, область энергий (10^2 - 10^8) эВ. Сформулированы основные принципы создания базы данных и методы доступа к информации для данной константной системы (рис. 4, табл. 2, список лит. - 11 назв.).

УДК 539.17

ДИНАМИЧЕСКИЙ АРХИВ КОНСТАНТ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПЕРЕНОСА ФОТОНОВ В ГЕТЕРОГЕННЫХ СРЕДАХ/А. И. Кирдин. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып.1, с.76.

Описаны состав и структура данных динамического архива констант, создаваемого по исходной информации об используемых материалах. Его основу составляют многогрупповые константы взаимодействия фотонов для материалов и входящих в их состав элементов. Базовым для него является стационарный архив STORM, содержащий сечения взаимодействия фотонов с энергией 1 кэВ - 100 МэВ для 100 элементов, энергии ионизации электронных оболочек, относительные интенсивности радиационных переходов. Динамический архив содержит: для материала - полные массовые коэффициенты ослабления, плотность, элементно-весовой состав; для элементов - полные массовые коэффициенты ослабления, когерентного, некогерентного рассеяния, фотоэффекта, флуоресценции; энергии ионизации оболочек, полные и парциальные вероятности фотоэффекта и флуоресценции, вероятности радиационных переходов. Динамический архив обеспечивает экономию ресурсов ЭВМ, варьируемые энергетический диапазон группового приближения и его разбиение на группы. Язык программирования ПЛ, оптимизированный для ЕС ЭВМ (табл.1, список лит. - 2 назв.).

УДК 621.039.538:539.17

ОКС-5.0 - ПАКЕТ ПРОГРАММ КОНСТАНТНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ/А. М. Болощенко, Э. Х. Кац, Э. С. Луховицкая, Г. М. Олейник-Овод, Н. Б. Фейгельсон. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып.1, с.80.

В докладе приводится аннотация программы ОКС-5.0, предназначенной для удобной эксплуатации различных константных систем на ЭВМ БЭСМ-6 (список лит. - 3 назв.).

УДК 621.039.538:539.17

ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННАЯ БИБЛИОТЕКА КОНСТАНТ ДЛЯ РАСЧЕТОВ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ/В.В.Болятко, В.П.Машкович, В.А.Неретин, В.И.Савицкий, А.А.Строганов. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып.1, с.83.

Представлена многогрупповая проблемно-ориентированная библиотека констант для расчетов защиты реакторов на быстрых нейтронах ПРОБА-БН. При создании библиотеки использован мультигрупповой анализ чувствительности и погрешности важнейших функционалов поля излучения работающего реактора. Основой для создания проблемно-ориентированной библиотеки послужила мультигрупповая библиотека VITAMIN/C. Библиотека содержит микросечения основных конструкционных элементов и макросечения важнейших материалов радиационной защиты, дополнена соответствующими функциями отклика детекторов. Многогрупповая библиотека в формате дискретных ординат (ANISN-формат) позволяет рассчитывать функционалы поля излучения с незначительным (по сравнению с мультигрупповым расчетом) увеличением константной составляющей погрешности расчетов (табл.2, список лит. - 11 назв.).

УДК 621.039.538:539.17

БИБЛИОТЕКИ ГРУППОВЫХ КОНСТАНТ ДЛЯ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ ЛЕГКОВОДНЫХ РЕАКТОРОВ/Е.А.Калугина, В.П.Жарков, И.А.Карташев, Н.Е.Нетеча. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып.1, с.90.

Описываются библиотеки констант, проблемно-ориентированные на расчет защиты легководных реакторов. Библиотеки имеют два набора констант для 60 элементов: 67 групп (53 нейтронных + 14 γ -групп) и 19 групп (12 нейтронных + 7 γ -групп). Первый набор предназначен для проведения расчетов повышенной точности и может рассматриваться как проблемно-независимый. 19-групповой набор создавался после расчетов одномерных композиций с плоским изотропным источником со спектром водо-водяного реактора. Композиции последовательно заполнялись всеми элементами, входящими в состав библиотеки, а также смесями, наиболее употребительными в защите. После расчета программой ANISN этих композиций в 67-групповом приближении для трех пространственных зон (0-20 см, 20-40 см, 40-60 см) производилась свертка в 19-групповую структуру. Таким образом, 19-групповой набор содержит константы, взвешенные с учетом пространственных вариаций спектра. Сопоставление различных библиотек в формате ANISN показало преимущество описанных наборов при использовании их в проектных расчетах (табл.2, список лит. - 9 назв.).

УДК 539.17:621.039.538

ПРОГРАММА РАСЧЕТА МИКРОКОНСТАНТ (n, γ)-ПЕРЕХОДОВ ДЛЯ ПОДГОТОВКИ ИСТОЧНИКОВ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ОСТАНОВЛЕННОГО РЕАКТОРА В ПРОГРАММАХ DOT-III И ANISN/Ю. Н. Борисов, В. П. Васюжно, А. А. Никитин, В. В. Новожилов, Ю. Э. Хандамиров. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 96

Программа РИГА готовит многогрупповые микроконстанты (n, γ)-переходов различных элементов (или их изотопов) для подготовки источников гамма-излучения остановленного реактора в программах DOT-III и ANISN. Для работы программы используется многогрупповая библиотека констант, содержащая групповые микросечения реакций образования радиоактивных нуклидов, постоянные распада и данные по выходам гамма-излучения при радиоактивном распаде. Программа написана на языке ФОРТРАН для ЕС ЭВМ (имеется версия программ РИГА и ANISN для IBM PC/AT) (список лит. - 6 назв.).

УДК 539.17:621.039.51

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННОЙ БИБЛИОТЕКИ КОНСТАНТ ПРИ РЕШЕНИИ ПРАКТИЧЕСКИХ ЗАДАЧ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ЗАЩИТЫ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ/В. В. Болятко, В. А. Неретин, В. И. Савицкий, А. А. Строганов. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 100.

На основе расчетов поля излучения в моделях внутрикорпусной защиты быстрого реактора проведена апробация многогрупповой проблемно-ориентированной библиотеки констант ПРОБА-БН. Приведены значения расхождений основных функционалов поля излучения, рассчитанных по многогрупповой и исходной мультигрупповой (VI GAMIN-C) библиотекам констант, как для композиций, использованных при создании самой библиотеки, так и для композиции, резко отличающейся составом материалов. Проведено сравнение погрешностей расчетов с использованием библиотеки ПРОБА-БН и погрешностей, даваемых другими методами (рис. 1, табл. 2, список лит. - 6 назв.).

УДК 539.17:621.039.538

ПОТРЕБНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТОВ ПОЛЕЙ ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ В ЗАДАЧАХ СНЯТИЯ С ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ/А.А. Довбенко, А.В. Кудрявцева, А.А. Строганов. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып.1, с.106.

С использованием аппарата анализа чувствительности, усовершенствованного комплекса программ ANISN -SWANLAKE и библиотеки с дополнительным программно-константным обеспечением рассчитаны поля фотонного излучения продуктов активации (ФИПА) в одномерной модели реактора типа ВВЭР, а также временная зависимость коэффициентов чувствительности мощности дозы этого излучения к сечениям нейтронных реакций и изотопному составу композиции. На основе этой информации оценена целесообразность получения или уточнения ядерно-физических данных, требуемых для корректного расчета полей ФИПА в задачах снятия с эксплуатации АЭС с реакторами на тепловых нейтронах (рис.5, табл.1, список лит. - 9 назв.).

УДК 621.039.538

АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ НЕЙТРОНОВ И ВТОРИЧНОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ТЕСТОВЫХ РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЕЙ/Ю.И. Балашов, К.Ю. Белов, М.А. Берзонис, В.В. Болятко, А.В. Кячин. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып.1, с.112.

Проведен анализ чувствительности важнейших функционалов поля нейтронов и вторичного гамма-излучения в тестовых расчетных моделях защиты быстрого реактора. Рассмотрены особенности формирования функционалов нейтронов и вторичного гамма-излучения, особенности расчета коэффициентов чувствительности для вторичного гамма-излучения. Представлены результаты расчетов коэффициентов чувствительности энерговыделения нейтронов и фотонов и эквивалентной дозы к сечениям взаимодействия (рис.8, табл.3, список лит. - 3 назв.).

УДК 621.039.538

ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ СКАЙШАЙН К ОСНОВНЫМ ПАРАМЕТРАМ ИСТОЧНИКА И ДЕТЕКТОРА/И. С. Лагутина, В. П. Машкович, А. А. Строганов. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 120.

Методом Монте-Карло (дифференциация вкладов) исследована чувствительность скайшайн фотонного излучения к угловой и энергетической переменным функций задания источника и отклика детектора. Приведена количественная информация по указанным чувствительностям для энергий фотонов от 0,3 до 2,74 МэВ и расстояний источник-детектор от 0,2 до 4 длин свободного пробега. Показаны пути использования этой информации для расчетов (с оценкой погрешности) значений скайшайн для произвольных энергетическо-угловых распределений функции источника и детектора (рис. 4, список лит. - 3 назв.).

УДК 621.039.538

ФОРМИРОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ НЕЙТРОНОВ И ФОТОНОВ В РАСЧЕТНЫХ МОДЕЛЯХ ЗАЩИТЫ БЫСТРОГО РЕАКТОРА/Ю. И. Балашов, М. А. Берзонис, В. В. Болятко, А. В. Кячин. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 126.

Исследованы закономерности формирования основных функционалов поля нейтронов и вторичного гамма-излучения в базовых расчетных моделях защиты реактора на быстрых нейтронах интегрального типа. Представлены результаты расчетов коэффициентов чувствительности радиационных повреждений и эквивалентной дозы к сечениям взаимодействия. Проведен анализ полученной информации по профилям чувствительности и разработаны некоторые практические рекомендации (рис. 6, табл. 3, список лит. - 7 назв.).

УДК 621.039.538

РАСЧЕТ ПОЛНОЙ И ПАРЦИАЛЬНЫХ КОНСТАНТНЫХ СОСТАВЛЯЮЩИХ ПОГРЕШНОСТИ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МОДИФИЦИРОВАННОЙ ПРОГРАММЫ SWANLAKE СИСТЕМ КОНСТАНТ VITAMIN-C, ENDF/B-IV /А. А. Довбенко, В. А. Неретин, А. А. Строганов. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 132.

Рассмотрены два подхода к определению функции относительной чувствительности и константной составляющей погрешности расчета функционалов поля излучения. Описана модификация системы программы AMPX-II и программы SWANLAKE, позволяющая проводить расчеты чувствительности функционалов поля излучения к парциальным сечениям взаимодействия и выходам вторичного фотонного излучения на основе данных библиотек основного формата (например, VITAMIN-C). Приведены выражения для расчета константной составляющей погрешности. Расчет чувствительности к парциальным сечениям взаимодействия, выходам вторичного фотонного излучения, полной и парциальных константных составляющих погрешности приведены на примере защиты быстрого и теплового реакторов с использованием данных файлов погрешностей библиотеки ENDF/B-IV (рис. 1, табл. 2, список лит. - 10 назв.).

УДК 621.039.538

ВЛИЯНИЕ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ НА ФОРМИРОВАНИЕ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ В ЗАЩИТЕ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ/Ю. И. Балашов, В. В. Болятко. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 139.

На примере с числовыми моделями защиты быстрого реактора интегрального типа исследовано влияние учета процессов деления в активной зоне на чувствительность и константную составляющую погрешности рассчитываемых функционалов. Рассмотрены закономерности формирования основных для работающего реактора функционалов: радиационных повреждений защиты, ее радиационного нагрева. Исследования проведены на базе системы констант БНАБ, программы решения уравнения переноса P03-6 и программы анализа чувствительности ЗАКАТ-2 (рис. 1, табл. 2, список лит. - 11 назв.).

УДК 621.039.538

СТАТИСТИЧЕСКАЯ ПОПРАВКА И ВЕРОЯТНОСТНЫЙ ЗАКОН РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ФУНКЦИОНАЛОВ ПОЛЯ ИЗЛУЧЕНИЯ В ЗАЩИТЕ/Ю. И. Балашов, В. В. Болятко, В. П. Машкович, М. А. Алексеев. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 146.

Исследован вероятностный закон распределения функционалов поля излучения в радиационной защите, обусловленный погрешностями данных по сечениям взаимодействия. Предложена форма представления оцененного результата расчета в терминах доверительной вероятности. Представление основано на оценке константной составляющей погрешности расчета (рис. 2, список лит. - 2 назв.).

УДК 621.039.538

О ТОЧНОСТИ УЧЕТА РАССЕЯННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ МЕТОДА ЛУЧЕВОГО АНАЛИЗА И ФАКТОРА НАКОПЛЕНИЯ/Я. А. Бычков. - Вопросы атомной и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 151.

Представлены количественные оценки погрешности расчета фактора накопления по материалу последнего слоя в характерных для АЭС трехслойных композициях "излучающая среда-стенка источника-защита", а также уточненная таблица поправочных коэффициентов для учета барьерности защиты. Приведена формула, аппроксимирующая зависимость дозового фактора накопления в бетоне от угла падения I ($\cos I = 1-0,1$), толщина защиты $\mu d \leq 10$ и энергии фотонов $E_\gamma = 0,2-10$ МэВ со средней погрешностью около 10% (рис. 2, табл. 5, список лит. - 14 назв.).

УДК 621.039.538

РЕПЕРНЫЕ МАКРОСКОПИЧЕСКИЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ. ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ/Л. А. Трыков, В. П. Семенов, Ю. И. Колеватов, А. Н. Николаев. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 166.

Серия реперных макроскопических (интегральных) экспериментов в области физики радиационной защиты выявила значительные расхождения между экспериментальными и расчетными результатами по нейтронному компоненту и особенно вторичному γ -излучению для ряда используемых в защите материалов. Обнаружены аномалии в прохождении чистого γ -излучения через тяжелые материалы. Однако имеющиеся реперных экспериментальных данных явно недостаточно для удовлетворения потребностей в области расчета и проектирования защиты ядерно-технических установок. Не удовлетворяет современным требованиям существующая экспериментальная база, особенно спектрометрические средства измерения излучений. Отсутствует информационная база в виде автоматизированного банка данных по макроскопическим экспериментам. Для поддержания на необходимом уровне и дальнейшего развития экспериментальных исследований в докладе предлагается необходимая программа НИОКР на отраслевом или межотраслевом уровнях (табл. 2, список лит. - 2 назв.).

УДК 539.17:621.039.538

СРАВНЕНИЕ РАСЧЕТОВ ПО РАЗЛИЧНЫМ КОНСТАНТНЫМ БИБЛИОТЕКАМ С ДАННЫМИ РЕПЕРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ПРОХОЖДЕНИЮ НЕЙТРОНОВ И ВТОРИЧНЫХ ФОТОНОВ В ЗАЩИТНЫХ МАТЕРИАЛАХ/А. В. Воронков, В. А. Исаев, В. И. Журавлев, Н. А. Кондурушкин, С. Ф. Манаков, В. В. Шаховский. - Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы, 1990 г., вып. 1, с. 172.

В работе проводится сопоставление экспериментальных и расчетных спектров утечки нейтронов и фотонов с поверхностей шаровых макетов из воды, графита, свинца от источников нейтронов $D(T, n)$ α -реакции. Расчеты проводились по программе РОЗ-6.3 с использованием различных библиотек групповых констант из объединенной системы константного обеспечения CNDL (табл. 3, список лит. - 10 назв.).

Технический редактор Н. А. Борзова
Корректоры: Л. А. Голубенкова, В. М. Замаренова

Подписано к печати 19.04.90 г. ТБ-03221 Бумага писчая №1. Формат 60x84 1/8
Офсетная печать Усл. п. л. 21,9 Уч.-изд. 7,9 Тираж 320 экз.
Цена 20 руб. 30 коп. Индекс 3645 24 статьи Заказ тип. № 443

Отпечатано на ротапинтере.
249020, г. Обнинск Калужской обл., ФЭИ

Цена 20 р. 30 к.

Индекс 3645