

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ
АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ СССР

**ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ
ИССЛЕДОВАНИЯ В СССР**

Выпуск 29

1982

Сборник содержит рефераты работ по ядерной, реакторной и нейтронной физике, проводимых в научно-исследовательских институтах. Информация по нейтронной физике вводится в международные системы СИНДА (машинный библиографический каталог нейтронных данных) и ЭКСФОР (машинная библиотека экспериментальных нейтронных данных в обменном формате). Перед каждым рефератом указан источник, где опубликована статья.

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ
ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ СССР

ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В СССР

Сборник рефератов

Выпуск 29

Москва 1982

Центральный научно-исследовательский институт информации
и технико-экономических исследований по атомной науке и технике

СОДЕРЖАНИЕ

Физико-энергетический институт

Гурин В.Н., Гинкин В.П. Фактор-ЭК - комплекс двумерного расчета гомогенных реакторов на базе трехгрупповой библиотеки микроконстант	10
Шулепин В.С. Альбедно-диффузионное приближение для расчета отражателей нейтронов	11
Пивоваров В.А. Метод тонких слоев	11
Абрамов Б.Д. Метод граничных интегральных уравнений в теории переноса	12
Григорьев Д.В., Бакалов Т., Илчев Г. Измерение эффектов резонансного самоэкранирования сечения рассеяния ^{238}Pu в области энергий нейтронов $E = 1 \div 100 \text{ кэВ}$	13

Романов В.М., Макаров О.И., Матусевич Е.С., Деменков В.Г., Зайцев М.Д.	
Исследование нейтронной кинетики в наносекунд- ной области в сфере из обедненного урана	13
Кузин Е.Н., Белов С.П., Шадин Н.Н., Альберт Д., Ханзен В., Фогель В., Франке Э.	
Исследование пространственной зависимости спектра нейтронов на границе активной зоны и экрана и в экране	14
Затолокин Б.В., Краснов Н.Н., Константинов И.О., Болотских В.И.	
Активация ^{21}I элемента нейтронами из реакции $\text{M} + \text{d} (22 \text{ МэВ})$	15
Труфанов А.М., Ловчикова Г.Н., Сальников О.А., Симаков С.П., Бондарев А.П.	
Изучение реакции (p, n) на изотопах молибдена	16
Глебов А.П., Калашников А.Г., Кислицына Т.С., Мосеев А.Л., Селиверстов И.Н.	
Методика и программа расчета изменения изотоп- ного состава в одномерном гомогенном реакторе	17
Невиница А.И.	
Условное разделение переменных и учет утечки нейтронов в P_1 - <u>приближении</u>	18
Андросенко П.А., Андросенко А.А.	
Возможности комплекса программ для <u>моделирова-</u> <u>ния</u> нейтронно-физических экспериментов мето- дом Монте-Карло	17
Савоськин М.М.	
Подготовка в системе АРАМАКО констант для расчета энерговыделения	19
Горюнов В.К.	
ЭРЕВУНИ: <u>энергораспределение</u> в реакторе блока АЭС с учетом нейтронных измерений. Часть II. Программа для ЭВМ	20
Институт атомной энергии им. И.В.Курчатова	
Лиман Г.Ф., Малкова Л.К., Цуриков Д.Ф., Цибульский В.Ф.	
Сравнение некоторых моделей, применяемых для расчета спектра тепловых нейтронов в ВТГР	21
Тебин В.В., Юдкевич М.С.	
Подгрупповые параметры в области разрешенных резонансов	22

Лалетин Н.И., Ельшин А.В. Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. Квадратная, треугольная и "двойная" решетки блоков	23
Кузьминов В.В., Слесарев И.С. Комбинированный метод элементов решения газодинамического уравнения переноса нейтронов	24
Буранов В.В., Веников Н.И., Кондратьев Л.Г., Колобанов Г.И., Латушкин С.Т., Резвов В.А., Унежев В.Н., Чумаков Н.И., Юдин Л.И., Спинов Ю.И. Многоканальная система транспортировки пучков ионов из изохронного циклотрона ИАЭ	25
Каминский А.С., Крылов И.Д. Некоторые аспекты измерения реактивности больших систем	25
Бояринов В.Ф. Программа нейтронного группового расчета цилиндрической ячейки реактора (НЕГР-II)	26
Гольцев А.О. Генерация библиотеки констант программы НЕКТАР-М из файлов оцененных нейтронных данных	27
Институт теоретической и экспериментальной физики	
Воловик А.И., Герасимов А.С. Расчет образования ^{60}Co в ядерных реакторах	28
Баско М.М. Двухгрупповое приближение в сферически-симметричных задачах теории переноса	29
Воловик А.И., Герасимов А.С., Илларионова Н.С. Расчет образования ^{55}Fe и ^{14}C в ядерных реакторах	30
Попов В.С., Кудрявцев А.Е., Лисин В.И., Мур В.Д. Кулоновская задача с короткодействием. Связанные состояния и резонансы	31
Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Расчет выгорания ядерного топлива и образования трансураниевых изотопов в ВВЭР-440 (3,6% обогащения)	32
Ржевский Е.С. Следствия нарушения четности в делении ядер	32

Зарицкая Т.С., Рудик А.П.	
Расчет выгорания ядерного топлива и образования актинидов в ВВЭР-1000 (4,4% обогащения)	33
Востриков М.А., Кочуров Б.П.	
TRIFOV - программа расчета изменений изотопного состава в цилиндрической ячейке реактора с детальным учетом пространственно-энергетического распределения нейтронов	34
Журавкова И.М., Иванов В.П., Любев Е.А., Наумова Т.В., Ромашкин Б.Ф., Селиванов А.В.	
Базисные подпрограммы для графопостроителей на ЕС ЭВМ в операционной системе ОС (инструкция пользователю)	35
Радиевый институт им. В.Г.Хлопина	
Дьяченко А.Т.	
Газодинамическая модель и эмиссия высокоэнергетических частиц в почти центральных столкновениях тяжелых ионов	35
Рубченя В.А., Явшиц С.Г.	
Обмен нуклонами между осколками деления вблизи точки разрыва	36
Ленинградский институт ядерной физики им. Б.П.Константинова	
Райкин М.С., Щустов В.А.	
Модельные расчеты источника холодных нейтронов реактора ПИК	37
Шляхтер А.И.	
Функции распада и их применение в расчетах образования изотопов	38
Гусева И.С., Смирнов Ю.Ф., Толстой В.Н., Харитонов Ю.И.	
Коэффициенты Клебша - Гордона группы SU(3) I. Маркировка базисных состояний и явный вид коэффициентов Клебша - Гордана в каноническом базисе	39
Алхазов Г.Д., Ганбаатар Н., Громов К.Я., Калинников В.Г., Кормицки Я., Мезилев К.А., Новиков Ю.Н., Сенявски Е., Потемпа А., Таркани Ф.	
Новые изотопы элементов Sm, Dy, Ho, Er, Tm	40

Марков А.А., Медведев В.И., Соколов Г.Л., Чернов Н.Н.	
Количественный анализ стабильных изотопов и ядерно-магнитных изомеров водорода мето- дом газовой хроматографии _____	41
Иоффе А.И.	
Нейтронный интерферометр очень холодных нейтронов на дифракционных решетках _____	42
Быков А.А., Витман В.Д., Наумов Ю.В., Орлов С.Ю., Тарасов В.К.	
Силовые функции β^+ -распада изотопов цезия ($A = 128 \frac{1}{2} 120$) _____	42
Научно-исследовательский институт атомных реакторов им. В.И.Ленина	
Яшкин Е.К., Чечеткин Ю.В., Шкоков Е.И., Зиганшин Т.М.	
Методика расчета концентраций продуктов деле- ния в первом контуре кипящего реактора _____	43
Ванеев Ю.Е., Поляков Ю.Н., Коротков Р.И.	
Методика расчета запаса реактивности реак- торов со сложной гетерогенной структурой _____	44
Грязев В.М., Гаджиев Г.И., Алексеев И.Н., Демидов Л.И., Хиленко С.Н.	
Система учета и контроля топлива на реакторе ВОР-60 _____	46
Шмелев В.Е., Козин Е.В.	
Экспериментальное изучение переходных режимов кипящего реактора при изменениях уровня воды, давления пара и мощности _____	47
Дейнега Н.Л.	
Представление характеристик быстрых реакторов с помощью многомерных сплайн-функций _____	48
Цыканов В.Л., Чечеткин Ю.В., Кормушкин Ю.П., Поливанов И.Ф., Старков В.А., Терещенко А.Б.	
Исследование характеристик АСТ на основе реак- торов с органическим замедлителем-теплоносителем _____	49
Макин Р.С.	
Спектральный анализ некоторых задач термализа- ции нейтронов _____	50
Алексеев И.Н., Бикинеева С.А.	
Модули комплекса НФ-6 для многогруппового диф- фузионного сеточного расчета плотности потока и ценности нейтронов в ядерных реакторах в двумерной XY- и RZ-геометрии _____	51

Бунтушкин В.П., Карпюк В.И., Кобзарь И.Г., Кормушкин Ю.П., Макин Р.С., Поливанов И.Ф., Рыбин А.А., Сарычев О.В., Шококов Е.И., Чечеткин Ю.Р., Якшин Е.К.	Исследования на установке АРБУС в обоснова- ние безопасности атомных станций теплоснаб- жения на основе реакторов с органическим теплоносителем	52
Горобец А.К., Семенов А.Л.	Реализация гамма-абсорбционного метода для контроля распределения топлива в твэлах	54
Артемчук В.В., Кормушкин Ю.П., Макин Р.С., Поливанов И.Ф., Удин К.И.	Исследования аварийных ситуаций при разгер- метизации "сухих" каналов на установке АСТ-I	56
Цыканов В.А., Чечеткин Ю.В., Куприенко В.А., Тетюков В.Д., Гаврилин А.И., Гатауллин Н.Г., Забелин А.И., Кобзарь И.Г.	Опыт эксплуатации ядерной энергетической установки с органо-органическим реактором	57
Попов Ю.С.	Каталог гамма-спектров актиноидов	58
Кириллов Е.В., Карелин Е.А., Клинов А.В., Топоров Ю.Г.	Методика сравнительной экономической оцен- ки радиоизотопных нейтронных источников	59
Певцов В.В., Сруров Д.Х., Филиппов А.Н., Попов Ю.С.	Система контроля распределения калифорния по длине сердечников линейных медицинских нейтронных источников	60
Полюхов В.Г., Тимофеев Г.А., Леваков Б.И.	Определение периода полураспада ^{249}Bk	61
Гордеев Я.Н., Зинковский В.И., Карасев В.И., Карелин Е.А., Крылов Е.А., Курочкин Н.С., Сюзев В.Н.	Изготовление нейтронных источников из ^{252}Cf	61
Рыков А.Г., Карелин Е.А., Клинов А.В., Николаев В.М., Тимофеев Г.А., Гордеев Я.Н.	Работы института по получению трансплутон- иевых элементов	62

Цыканов В.А., Демьянович М.А., Скиба О.В., Никольский Р.В., Серов А.В., Породнов П.Т., Гаджиев Г.И.	Некоторые проблемы топливного цикла реакто- ров на быстрых нейтронах	63
Зинковский В.И., Смирнов В.П.	Исследование возможностей использования кали- форниевых источников нейтронов для абсорбцион- ного анализа аксиального распределения старто- вого продукта мишеней	64
Смирнов В.И., Клочков Е.П.	Трековые детектирующие системы для нейтронной радиографии	65
Зинковский В.И., Крылов Е.А., Мирошниченко Г.В., Костюченко Н.А.	Инженерные вопросы создания источников тепла на ^{238}Pu	66
Косвинцев Д.Ю., Кушнир Д.А., Морозов В.И., Терехов Г.И.	Методика измерения времени жизни нейтрона при помощи хранения ультрахолодных нейтронов в сосуде с изменяемой площадью поверхности	67
Беланова Т.С., Колесов А.Г.	Анализ резонансных параметров америция и кюрия	67
Косвинцев Д.Ю., Кушнир Д.А., Морозов В.И.	Установка для получения моноэнергетических пучков ультрахолодных и очень холодных нейтронов	68
Габескирия В.Я., Прокопенко В.С., Прокопьев В.М., Тихомиров В.В., Четвериков А.П.	Масс-спектрометрическая методика измерения спектральных индексов для активной зоны быстрого реактора	69
Клинов А.В., Топоров Ю.Г., Мамелин А.В.	Разработка режимов накопления ^{249}Bk и некоторые пути его использования	70
Цыканов В.А., Самсонов Б.В., Махин В.М.	Универсальное устройство для измерения теплопро- водности реакторных материалов до облучения, в процессе и после облучения	71
Поливанов И.Ф.	Анализ матрицы взаимодействия нейтронов с ядрами реакторной зоны и решение полной проблемы ее собственных чисел	72

Певцов В.В., Пушкарский Н.И., Ефремов Ю.В.,
Логинов В.Д., Шипилов В.И., Анохин Ю.П.

Программируемый альфа-спектрометр для
радиохимических исследований _____ 73

Марков Ю.В., Чухлова О.П., Утина В.В.,
Башмачников А.И., Бикинзева С.А., Задворных Э.В.,
Федосеева Л.А.

Комплекс программ НФ-6 для расчета нейтронно-
физических характеристик ядерных реакторов
на ЭВМ БЭСМ-6. Библиотека модулей _____ 73

Рабинович А.Д.

Система программного обеспечения обработки
спектрометрической информации в НИИАРе _____ 74

ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

ФАКТОР-ЗК - КОМПЛЕКС ДВУМЕРНОГО РАСЧЕТА ГОМОГЕННЫХ РЕАКТОРОВ
НА БАЗЕ ТРЕХГРУППОВОЙ БИБЛИОТЕКИ МИКРОКОНСТАНТ

В.Н.Гурин, В.П.Гинкин

Препринт ФЭИ, № II52, Обнинск, 1982.

Дано описание структуры быстродействующего трехгруппового комплекса ФАКТОР-ЗК, предназначенного для расчета гомогенных реакторов, имеющих двумерную геометрию. В основу подготовки блокированных микроконстант положена методика подготовки трехгрупповых микроконстант. Методика автоматически учитывает изменение коэффициентов экранирования сечений при изменении состава реакторов. Двумерный расчет выполняется по методу h -факторизации. В комплексе ФАКТОР-ЗК сочетаются преимущества методики автоматизированной подготовки микроконстант и схемы h -факторизации. Приведена методика расчета трехгрупповых микроконстант. Исследованы вопросы точности расчетов по комплексу ФАКТОР-ЗК применительно к предсказанию критических параметров гомогенных систем. Представлены результаты анализа экспериментов с растворами солей урана низкого и высокого обогащения в двумерной геометрии.

Комплекс ФАКТОР-ЗК позволяет предсказывать критические параметры растворных сборок с погрешностью $K_{эф}$ не более $\pm 2\%$. Используемая в комплексе методика подготовки констант в целом правильно учитывает так называемую кинетическую поправку через транспортное сечение водорода в первой и второй группах. Однако анализ показал, что при расчете систем, имеющих форму пластины ($H/2 \leq 0,4$), необходимо вводить в $K_{эф}$ дополнительную кинетическую поправку до 2% .

Комплекс программ ФАКТОР-ЗК написан на языке ФОРТРАН-IV для ЭВМ ЕС-1030 и использует только оперативную память машины. Среднее время расчета одного варианта составляет приблизительно 10 мин.

АЛЬБЕДНО-ДИФфуЗИОННОЕ ПРИБЛИЖЕНИЕ ДЛЯ РАСЧЕТА ОТРАЖАТЕЛЕЙ НЕЙТРОНОВ

В.С.Шулепин

Препринт ФЭИ, № 1243, Обнинск, 1982.

Выполнены расчеты альbedo неразмножающих сред в АД-приближении для обоснования преимущества АД-приближения по сравнению с **обычным** диффузионным приближением в расчетах отражателей. При этом нейтронно-физические свойства отражателей могут быть определены как путем расчета альbedo и задания альбедных условий на границе активной зоны, так и решением уравнений АД-приближения в отражателе с условиями сшивки на этой границе. Проведены двухгрупповые расчеты альbedo легководной пластины конечной толщины L в АД- и $2P_1$ -приближениях. Выполнены расчеты в обычном диффузионном приближении при следующих константах легководной среды: $D_G = 1,206$, $D_T = 0,1877$, $\sum_{увб} = 0,0551$, $\sum_{увг} = 0,0168$, $\sum_{г2} = 0,0545$. Приведены численные значения двухгрупповых альbedo.

Полученные численные результаты позволяют заключить, что использование АД-приближения приведет к улучшению точности расчета отражателя по сравнению с диффузионным приближением.

МЕТОД ТОНКИХ СЛОЕВ

В.А.Пивоваров

Препринт ФЭИ, № 1195, Обнинск, 1981.

Предложен итерационный метод расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в одномерной геометрии. Метод тонких слоев основан на использовании основных приближений метода вероятностей первых столкновений (ВПС) в сочетании с принципом итерирования по подобластям. Этот принцип имеет некоторое сходство с известным методом Шварца и отличается от последнего тем, что подобласти не перекрываются. Физические приближения, лежащие в основе данного метода, соответствуют основным физическим приближениям метода ВПС. Реализация этих приближений в предлагаемом методе отличается от реализации их в методе ВПС тем, что в методе тонких слоев не требуется вычисление и использование матрицы вероятностей переходов между зо-

нами. Это позволяет значительно (на порядок и более) увеличить число рассчитываемых зон, а также число групп (либо ввести детальный учет замедления).

Приведены результаты тестовых расчетов плоских ячеек в I- и 26-групповом приближениях. Проанализированы вопросы сходимости итераций и применимости метода к следующим задачам: многогрупповым расчетам плоских систем для исследования гетерогенных эффектов с учетом глобальной структуры потока в среде; мультигрупповым расчетам гетерогенных ячеек; задачам на прохождение нейтронов через слои вещества с мультигрупповым и детальным учетом замедления для исследования защиты и обработки экспериментов по пропусканию; подготовке гетерогенных групповых констант для расчета защиты (в этом случае требования к точности расчета потоков значительно снижаются, и это сильно уменьшает число внутренних итераций, а следовательно, и время счета).

МЕТОД ГРАНИЧНЫХ ИНТЕГРАЛЬНЫХ УРАВНЕНИЙ В ТЕОРИИ ПЕРЕНОСА

Б. Д. Абрамов

Препринт ФЭИ, № 1264, Обнинск, 1982.

Показано, что многие известные методы решения краевых задач для **интеграло-дифференциального** уравнения переноса нейтронов в средах с кусочно-постоянными по пространственной переменной сечениями **укладываются** в схему метода граничных интегральных уравнений (ГИУ) и их можно рассматривать как различные реализации метода ГИУ. Изложена идеология метода ГИУ и даны некоторые конкретные схемы. Используемые ссылки на конкретные работы имеют иллюстративный характер. В данной работе рассматриваются лишь схемы, приводящие к линейным ГИУ, и поэтому не рассматриваются, в частности, схемы метода инвариантного вложения В. А. Амбарцумяна.

С единой точки зрения рассмотрен вывод основных известных типов ГИУ. Это ГИУ типа уравнения Фредгольма, ядром которого служит фундаментальное решение соответствующего оператора переноса. Рассмотрены некоторые свойства этого уравнения. К основным типам ГИУ автор относит сингулярные интегральные уравнения, которые могут быть получены также из ГИУ в плоской и общей геометриях. Установлен способ **трансформации** ГИУ к некоторому интегральному уравнению типа уравнения Фредгольма с ядром сравнительно простого вида. Это новое в теории переноса уравнение исследуется на примере задачи с изотропным

рассеянием, и фиксируются основные факты, касающиеся свойств решений ГИУ в некоторых классах функций.

Полученные результаты могут служить основой для разработки новых численных схем метода ГИУ.

ИЗМЕРЕНИЕ ЭФФЕКТОВ РЕЗОНАНСНОГО САМОЭКРАНИРОВАНИЯ СЕЧЕНИЯ РАССЕЯНИЯ ^{238}U В ОБЛАСТИ ЭНЕРГИЙ НЕЙТРОНОВ $E = 1 \div 100$ кэВ

Ю.В. Григорьев (ФЭИ), Т. Бакалов, Г. Илчев (ОИЯИ, Болгария)

Препринт ФЭИ, № 1216, Обнинск, 1981.

Рассмотрены методика измерения пропусканий в режиме самоиндикации по сечению рассеяния и возможность уточнения усредненных полных и парциальных сечений, а также факторов резонансного самоэкранирования парциальных сечений для реакторных материалов. Измерены пропускания в режиме самоиндикации с использованием детектора для регистрации нейтронов, рассеянных на тонком образце. Детектор представляет собой батарею из 16 пропорциональных ^3He -счетчиков типа СМН-18, помещенных в цилиндрический каркас из органического стекла. (Он обеспечивает регистрацию рассеянных нейтронов в телесном угле $3,65 \pi$.) Измерения пропускания производились на 1000-м пролетной базе импульсного быстрого реактора (ИБР-30) в диапазоне энергий нейтронов $E = 1 \div 100$ кэВ при длительности нейтронной вспышки 4 мкс. В режиме самоиндикации сечения рассеяния ^{238}U измерены пропускания для толщин образцов-фильтров 0,5; 1; 2; 4; 8; 16; 32 и 64 мм. Погрешность экспериментальных пропусканий составляет 1-6% и обусловлена в основном погрешностью определения фона в измеренных спектрах.

Из экспериментальных функций пропускания получены факторы резонансного самоэкранирования сечения рассеяния ^{238}U . Приведены экспериментальные и оцененные сечения рассеяния для ^{238}U и свинца. Представлены числовые значения экспериментальных пропусканий по рассеянию для различных толщин образцов-фильтров ^{238}U .

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕЙТРОННОЙ КИНЕТИКИ В НАНОСЕКУНДНОЙ ОБЛАСТИ В СФЕРЕ ИЗ ОБЕДНЕННОГО УРАНА

В.М. Романов, О.И. Макаров, Е.С. Матусевич,
В.Г. Деменков, М.Ю. Зайцев

Препринт ФЭИ, № 1282, Обнинск, 1982.

Создана установка и разработана методика измерения быстрых пере-

ходных процессов в наносекундной области при введении короткого импульса нейтронов в среду.

С помощью малогабаритной импульсной ионизационной камеры деления со слоем ^{252}Cf , расположенной в центре сферы диаметром 20 см из обедненного урана, и сцинтилляционного спектрометра нейтронов с органическим кристаллом проведены измерения плотности потока нейтронов на поверхности сферы как функции времени в интервале $5 \cdot 10^{-9}$ – $150 \cdot 10^{-9}$ с и энергии в интервале 0,175–10,5 МэВ. Показано существование экспоненциального спада в ограниченном временном интервале. Величина декремента затухания при этом зависит от пороговой энергии нейтронов и изменяется от $8 \cdot 10^7$ до $3,2 \cdot 10^8$ с $^{-1}$. В дальнейшем можно существенно увеличить статистику отсчетов, энергетическое разрешение и уменьшить погрешности.

Расчет, выполненный в 26-групповом диффузионном приближении, согласуется с экспериментом в пределах экспериментальных ошибок в области экспоненциального спада, но существенно отличается в области малых времен для групп 0,2–0,4; 0,4–0,8 и для всех групп в области больших времен.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ ЗАВИСИМОСТИ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ НА ГРАНИЦЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ И ЭКРАНА И В ЭКРАНЕ

Е.Н.Кузин, С.П.Белов, Н.Н.Щадин (ФЭИ, СССР),
Д.Альберт, В.Ханзен, В.Фогель, Э.Франке (ЦИЯИ АН ГДР)

Препринт ФЭИ, № 1238, Обнинск, 1982.

Приведены результаты совместных измерений спектров нейтронов в середине экрана и на границе активной зоны и экрана сборки БЭС-39, моделирующей реактор БН-1600. Спектры измерены с помощью спектрометров нейтронов с пропорциональными счетчиками протонов отдачи, разработанными в ФЭИ (Обнинск) и ЦИЯИ (Россендорф) в области энергий 2–1200 кэВ. Экспериментальные спектры сравниваются между собой и с результатами многогрупповых расчетов. Расчеты спектров выполнены по стандартным одномерным многогрупповым программам расчета реакторов в цилиндрической геометрии M-26 (ФЭИ) с константами БНАБ-70, БНАБ-78 и ОСКАР-76, а также MCO и P1X с константами на основе подгруппового представления АРАМАКО (M-26 – расчет в P_1 -приближении, MCO – диффузионный расчет, P1X – расчет в транспортном приближении с пространственно-зависимыми квазидиффузионными коэффициентами).

Обнаружено систематическое различие между экспериментальными и расчетными спектрами, выполненными по программе М-26, а также между расчетными спектрами, полученными по программам М-26, МСО и ГИХ (ЦИЯИ).

Проведены исследования пространственной зависимости спектров нейтронов в экране и на границе активной зоны и экрана. Приведены совместные спектры в области энергий более 8 кэВ, а также результаты ЦИЯИ в области 2-8 кэВ. Приведенные результаты двух групп экспериментаторов хорошо согласуются между собой в области энергий выше 10 кэВ. Расчеты спектров нейтронов, выполненные по расчетным программам ФЭИ и ЦИЯИ, дают систематическое отличие в форме спектра, достигающее 70-90% в интервале энергий 5-1000 кэВ. Расчетный спектр ФЭИ "мягче" спектра ЦИЯИ. Предполагают, что указанное отличие расчетных спектров в экране обусловлено различными способами подготовки групповых констант.

АКТИВАЦИЯ 21 ЭЛЕМЕНТА НЕЙТРОНАМИ ИЗ РЕАКЦИИ $Mg+d(22 \text{ МэВ})$

Б.В.Затолюкин, Н.Н.Краснов, И.О.Константинов, В.И.Болотских

Препринт ФЭИ, № II7I, Обнинск, 1981.

Впервые исследована активация 21 элемента (Mg, Al, Ti, V, Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, Nb, Mo, Ag, Cd, Sn, Zr, Sb, Ta, W, Pb) нейтронами, образующимися в результате облучения магниевой мишени дейтронами с энергией 22 МэВ при производстве радионуклида ^{22}Na на классическом циклотроне Физико-энергетического института. Гамма-активность образцов, возникающая при облучении их нейтронами, измерена на гамма-спектрометре с Ge(Li)-детектором и анализаторами LP-4840, ПТА-1024. Спектрометр проградуирован по энергии и эффективности с помощью набора образцовых гамма-источников ОСГИ. Идентификация радионуклидов проведена по энергии γ -излучения и периоду полураспада.

Представлены приведенные мощности экспозиционных доз точечных образцов массой 1 г на расстоянии 1 см от них. Результаты, полученные путем γ -спектрометрирования образцов с последующим расчетом, в пределах ошибок измерений совпали с результатами прямого измерения мощности дозы дозиметром ДРГ-3-02.

Показано, что в первые часы после конца облучения наибольшие мощности экспозиционных доз имеют Mn, Mg, Al, W, Cu, Ta, наименьшие -

Cr, Pb, Cd, Sn. Через 4 сут после конца облучения наибольшие мощности имеют Sb, Ta, Co, Ag, Ti, наименьшие - Pb, Fe, Cu, Cr.

Установлено, что определять мощность экспозиционной дозы для сплава можно суммированием доз от элементов с учетом их весового содержания в сплаве.

Полученные данные могут быть использованы при конструировании отдельных узлов ускорителей и при активационном анализе на быстрых нейтронах.

ИЗУЧЕНИЕ РЕАКЦИИ (p,n) НА ИЗОТОПАХ МОЛИБДЕНА

А.М.Труфанов, Г.Н.Ловчикова, О.А.Сальников,
С.П.Симаков, А.П.Бондарев

Препринт ФЭИ, № I248, Обнинск, 1981.

Исследован механизм (p,n)-реакции и плотности ядерных уровней на изотопах молибдена. Методом времени пролета на перезарядном ускорителе ЭП-10М измерены нейтронные спектры реакций $^{95}\text{Mo}(p,n)^{95}\text{Tc}$ и $^{98}\text{Mo}(p,n)^{98}\text{Tc}$ в области энергий протонов 6-9 МэВ с шагом 1 МэВ. Угловые распределения нейтронов измерялись сцинтилляционным детектором в диапазоне углов 30-150° через 30°. В результате обработки спектров получены дифференциальные и полные сечения реакции (p,n) для каждой энергии протонов.

Впервые получены энергетические и угловые распределения нейтронов из реакций $^{95}\text{Mo}(p,n)^{95}\text{Tc}$ и $^{98}\text{Mo}(p,n)^{98}\text{Tc}$ в области энергий падающих протонов 6-9 МэВ. Приведен анализ полученных спектров по теории Хаузера - Фешбаха с целью определения абсолютной плотности уровней остаточных ядер ^{95}Tc и ^{98}Tc . Получены значения параметров плотности ядерных уровней, позволяющие проводить расчет нейтронных спектров **этих реакций для любой энергии в исследуемой области. Найдено,** что по форме и абсолютной величине равновесные части спектров нейтронов обоих изотопов технеция близки между собой. Показано, что полученные из рассчитанных по Хаузеру - Фешбаху спектров полные сечения реакции (p,n) совпадают с экспериментально найденными в пределах 10-15% при использовании для входного канала параметров оптического потенциала Бечетти - Гринлиса, а для выходного - потенциала Аверьянова. Использование для обоих каналов параметра оптического потенциала Бечетти - Гринлиса дает худшее согласие.

МЕТОДИКА И ПРОГРАММА РАСЧЕТА ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА В ОДНОМЕРНОМ ГОМОГЕННОМ РЕАКТОРЕ

А.П.Глебов, А.Г.Калашников, Т.С.Кислицына,
А.Л.Мосеев, И.Н.Селиверстов

Препринт ФЭИ, № 1254, Обнинск, 1981.

Приведено описание методики и программы расчета изменения изотопного состава в одномерном гомогенном реакторе в областях замедления и термализации нейтронов в процессе выгорания.

Потоки нейтронов во всей энергетической области в начале каждого шага по времени рассчитаны в P_I - и DS_{II} -приближениях совместно в областях замедления (2I группа) и термализации (I7 групп). В отличие от многих программ, использовавшихся ранее, такой подход позволяет производить корректный учет изменения в процессе выгорания пространственно-энергетического распределения нейтронов в тепловой области и связанных с ним функционалов.

В программе предусмотрен расчет изменения эффективного коэффициента размножения, полей энерговыделения и потоков нейтронов, отравления ^{135}Xe в различных состояниях, концентраций различных нуклидов и некоторых других физических характеристик, знание которых необходимо при проектировании и эксплуатации реакторов.

Предусмотрена возможность получения малогрупповых макроконстант и их корректировка из условия сохранения $K_{эф}$ и распределения энерговыделения, получаемых в малогрупповом расчете, такого же, как в многогрупповом.

Программа составлена для ЭВМ БЭСМ-6 и написана на языке ФОРТРАН.

УСЛОВНОЕ РАЗДЕЛЕНИЕ ПЕРЕМЕННЫХ И УЧЕТ УТЕЧКИ НЕЙТРОНОВ В P_I -ПРИБЛИЖЕНИИ

А.И.Невиница

Препринт ФЭИ, № 1219, Обнинск, 1981.

Предложен метод расчета осесимметричных цилиндрических моделей реакторов конечных размеров.

Исследован алгоритм расчета двумерной цилиндрической модели реактора методом условного разделения переменных в многогрупповом P_I -приближении. Алгоритм условного разделения переменных приводит к

понижению размерности задачи и позволяет моделировать двумерный реактор двумя одномерными расчетами, в основу которых заложена концепция эквивалентного реактора без отражателя.

Показано, что учет плотности тока нейтронов в P_1 -приближении в расчете утечки нейтронов повышает точность расчетного предсказания критических параметров водородсодержащих систем. Полученная в сравнении с двумерным расчетом величина погрешности, связанная с учетом утечки в диффузионно-транспортном приближении, указывает на границы его применимости и может быть использована для оценки эффективности транспортного сечения на ядрах водорода.

Исследованы методические погрешности, связанные с расчетом утечки нейтронов, для случая уран-водных систем с фиксированным объемом активной зоны в зависимости от отношения числа ядер водорода к числу ядер ^{235}U . Сравнение результатов, полученных с помощью исследуемого алгоритма и двумерного расчета, позволяет оценить границы применимости диффузионно-транспортного приближения для расчета утечки и точность транспортного приближения по отношению к водороду. Анализ полученных погрешностей показывает преимущество предлагаемого алгоритма для всех значений отношений числа ядер водорода к числу ядер ^{235}U . Разработанный алгоритм расчета утечки нейтронов может быть использован в одномерных программах путем незначительного их усложнения.

Затраты времени ЭВМ, необходимого на расчет одного варианта реактора, сокращаются в 10 раз (например, с 3-4 ч в случае двумерного расчета до 15 мин на ЭВМ М-220).

Предложенная схема расчетов благодаря ее гибкости может быть легко модифицирована в случае использования более совершенного алгоритма расчета реактора без отражателя.

ВОЗМОЖНОСТИ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО

П. А. Андросенко, А. А. Андросенко

Препринт ФЭИ, № 1300, Обнинск, 1982.

Дано описание структуры и возможностей комплекса программ BRAND, предназначенного для моделирования нейтронно-физических экспериментов методом Монте-Карло. Комплекс программ BRAND составлен по модульному принципу и реализован на ЭВМ БЭСМ-6. Показано, что модульная организация комплекса позволяет осуществить быстрый переход к раз-

личным геометриям, оценкам, типам источников и детекторов. Отмечена возможность сочетания различных модулей между собой в произвольных комбинациях. Рассмотрены реализованные к настоящему моменту различные геометрические модули, модули построения оценок, моделирования источника. Установлено, что комбинацией различных модулей можно моделировать эксперименты по измерению интегральной и дифференциальной функции пропускания, измерению сечений различных процессов как активационным, так и времяпролетным методом и другие. В настоящий момент комплекс BRAND может осуществлять решение как задач переноса нейтронов, так и задач переноса гамма-квантов. В ближайшее время в комплекс будет включен блок, который позволит учитывать процессы образования вторичных гамма-квантов при взаимодействиях нейтронов. Структура комплекса является открытой и непрерывно пополняется. Используемая система констант ориентирована на возможно детальный учет процессов взаимодействия нейтронов и гамма-квантов с веществом. Появляется возможность оценить эффекты многократного рассеяния, оценить вклад различных контейнеров и другого оборудования, найти функции отклика детектора и т.д.

ПОДГОТОВКА В СИСТЕМЕ АРАМАКО КОНСТАНТ ДЛЯ РАСЧЕТА ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

М.М.Савоськин

Препринт ФЭИ, № 1294, Обнинск, 1982.

Приведен алгоритм подготовки констант в системе АРАМАКО для расчета энерговыделения по данным 26-группового расчета нейтронного поля. Описаны обращение к модулю подготовки констант и необходимые требования. Отмечено, что подготовку констант для расчета энерговыделения в реакторах при нейтронных реакциях в системе АРАМАКО проводит модуль FRENW, написанный на языке ФОРТРАН-IV. Данные по энерговыделению в нейтронных реакциях компилированы (Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев Н.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М.: Энергоиздат, 1981). Предполагается использование подготовленных констант при расчете энерговыделения по данным многогруппового расчета нейтронного поля без учета переноса энергии гамма-квантами. Ввиду слабой зависимости энерговыделения при делении от энергии поглощенного нейтрона последняя учитывается в одnogрупповом приближении. Энерговыделение на один акт зах-

вата учтено в двухгрупповом приближении. Причем в первой группе ($10,5 \leq E \leq 1,4$ МэВ) в энерговыделении учтены вклады и пороговых реакций, во второй ($E < 1,4$ МэВ) – вклад доминирующей реакции. При подготовке констант для расчета энерговыделения учтен отрицательный вклад реакции ($n, 2n$) на затраты части кинетической энергии нейтрона на отделение нейтрона от ядра-мишени. Константы для расчета энерговыделения сбалансированы так, что в каждой зоне реактора z интегральное энерговыделение Q_z , рассчитанное на интегральных по объему зон потоках нейтронов, равно интегралу по объему зон пространственного распределения энерговыделения $q(\vec{r})$ в данной зоне, т.е. выходной информацией являются 26-групповые константы энерговыделения в данной зоне.

Приведен перечень 19 нуклидов, для которых имеется информация по энерговыделению в нейтронных реакциях. Нуклидам, которые не вошли в этот перечень, присписывается $E_f = 200$ МэВ, $E_C^1 = E_C^2 = 7$ МэВ, $E_{2n} = 0$, о чем на листинг выдается сообщение.

ЭРЕБУНИ: ЭНЕРГОРАСПРЕДЕЛЕНИЕ В РЕАКТОРЕ БЛОКА АЭС
С УЧЕТОМ НЕЙТРОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ
Часть II. Программа для ЭВМ

В.К.Горжнов

Препринт ФЭИ, № 1276, Обнинск, 1982.

Дано описание программы ЭРЕБУНИ для корректировки результатов физического расчета относительной мощности кассет K_Q по измерениям мощности кассет с помощью экспериментальных устройств (термопар, ДПЗ, РТДК и т.д.).

Для восстановления наиболее вероятных значений ошибок измерений, методических ошибок физического расчета и ошибок в описании ядерно-физических свойств кассет использован метод максимального правдоподобия. Отмечено, что пространственные корреляции отклонений потока из-за разброса свойств кассет предварительно рассчитываются в одногрупповом диффузионном приближении для гомогенного реактора с эффективными граничными условиями в $(x - Y)$ -геометрии.

Исходными данными для программы ЭРЕБУНИ являются результаты физического расчета мощности кассет, результаты измерений мощности в ряде выбранных кассет, параметры, описывающие вид функции корреляции потоков, а также характеристики неопределенности измерений, расчета и ядерно-физических свойств кассет.

Выходной информацией, кроме результата коррекции, являются поля расхождений между измерениями и физическим расчетом, а также между измерениями и скорректированным физическим расчетом.

Приведены также результаты анализа расхождений по радиусу и в целом по реактору в виде дисперсии и средних значений расхождений.

Описываемая версия программы расчета полей ориентирована на реакторы типа ВВЭР.

Программа написана на языке ФОРТРАН для ЭВМ БЭСМ-6, ЕС-1022, ЕС-1030.

ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ им. И.В.КУРЧАТОВА

СРАВНЕНИЕ НЕКОТОРЫХ МОДЕЛЕЙ, ПРИМЕНЯЕМЫХ ДЛЯ РАСЧЕТА СПЕКТРА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ В ВТГР

Г.Ф.Лиман, Л.К.Малкова, Д.Ф.Цуриков, В.Ф.Цибульский

Препринт ИАЭ, № 3412/4, Москва, 1981.

Проведено сравнение некоторых приближенных методов расчета спектра тепловых нейтронов в топливных композициях, характерных для ВТГР (высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов). В качестве точных рассмотрены спектры, полученные на основе решения интегрального уравнения переноса, когда закон рассеяния нейтронов на графите определялся с учетом его кристаллической структуры. Рассмотрены модель тяжелого газа (МТГ), обобщенная модель тяжелого газа (ОМТГ) и кристаллическая модель. Для МТГ проведено сравнение при двух способах решения соответствующего дифференциального уравнения: численным методом и приближенным, когда спектр тепловых нейтронов аппроксимируется распределением Максвелла с эффективной температурой нейтронного газа.

Представлены результаты расчета спектра тепловых нейтронов для рассмотренных приближений ("точное" решение, ОМТГ, МТГ, аппроксимация спектра распределения Максвелла и Ферми) при температурах среды 300 и 1100 К и отношений ядерных концентраций графита к ^{235}U (ρ_G/ρ_{U_5}), равных 3000 и 10000. Показано влияние способа расчета спектра на определение скоростей реакций и приведены усредненные по каждому из спектров микросечения поглощения ^{235}U . Приближенные методы позволяют достаточно хорошо аппроксимировать энергетическое

распределение тепловых нейтронов при высоких температурах графита как для больших, так и для малых концентраций поглотителя. В то же время для "холодного" графита только ОМТ хорошо согласуется с "точным" решением.

Отмечено, что наибольшие погрешности, вызванные использованием приближенных моделей, могут возникнуть при расчете скоростей реакций на изотопах, имеющих резонансную структуру сечений в тепловой области энергий, таких, как ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{135}Xe , ^{149}Sm . В частности, ошибка в определении среднего в тепловой области сечения захвата ^{135}Xe при использовании МТГ для среды с температурой 300 К составляет около 20%.

Проведенные сравнения показывают, что уточнение модели расчета спектра тепловых нейтронов необходимо в тех случаях, когда требуется проводить расчеты в средах с температурой порядка 300 К. Для массовых расчетов теплового спектра в ВТГР при рабочих температурах применение МТГ вполне оправдано.

ПОДГРУППОВЫЕ ПАРАМЕТРЫ В ОБЛАСТИ РАЗРЕШЕННЫХ РЕЗОНАНСОВ

В.В.Тевин, М.С.Юдкевич

Препринт ИАЭ, № 3395/5, Москва, 1981.

Показано, что подгрупповой подход, используемый ранее при расчете реакторов на быстрых нейтронах, с успехом можно применять и при расчете резонансного поглощения в ячейках гетерогенных реакторов на тепловых нейтронах. Изложена методика получения подгрупповых параметров в области разрешенных резонансов. Проведена численная оценка некоторых приближений подгруппового подхода.

Развитие подгруппового подхода ориентировано на учет резонансной самоэкранировки при расчете реакторов на быстрых нейтронах. Основные резонансные эффекты в этих реакторах связаны с областью высоких энергий (область неразрешенных резонансов тяжелых изотопов), где наиболее естествен и удобен вероятностный способ представления сечений. Составлена 26-групповая библиотека констант с подгрупповым описанием резонансной структуры сечений, которая широко используется при подготовке групповых констант для реакторных расчетов, а также непосредственно при расчете быстрых реакторов методами Монте-Карло и вероятностей первых столкновений.

Подгрупповой подход совместно с методом вероятностей первых столкновений может конкурировать с традиционным способом расчета резонансного поглощения в тепловых реакторах на основе понятия резонансного интеграла и различных теорем эквивалентности. При подгрупповом подходе взаимное влияние изотопов учитывается не хуже, чем в этом случае, а независимость подготовки подгрупповых параметров от условий конкретной задачи обеспечивает их большую универсальность.

Время расчета по программе ВПСП на ЭВМ БЭСМ-6 одной группы нейтронов для вариантов, представленных в настоящей работе, составило 0,5 с без учета времени расчета вероятностей столкновений. Это показывает, что при использовании достаточно быстродействующих программ расчета вероятностей столкновений, например аппроксимационных, время счета будет невелико для более сложного состава и геометрии.

ВЫВОД КОНЕЧНО-РАЗНОСТНЫХ УРАВНЕНИЙ ГЕТЕРОГЕННОГО РЕАКТОРА. КВАДРАТНАЯ, ТРЕУГОЛЬНАЯ И "ДВОЙНАЯ" РЕШЕТКИ БЛОКОВ

Н. И. Лалетин, А. В. Ельшин

Препринт ИАЭ, № 3458/5, Москва, 1981.

Приведены способы построения конечно-разностных уравнений, описывающих пространственно-энергетическое распределение нейтронов в различного типа реакторных решетках. Получены уравнения для приближения с тремя пробными функциями и матрицами Ψ_i зависящими от номера ячейки; уравнения для приближения с четырьмя пробными функциями и матрицами Ψ_i, ξ_i , зависящими от номера ячейки; девятиточечные уравнения, учитывающие восемь пробных функций; уравнения в треугольной решетке блоков и для более сложной с "двойной" решеткой блоков. В дальнейшем предполагается обсудить смысл пробных функций, характеристики ячеек, через которые выражаются коэффициенты полученных конечно-разностных уравнений, связь их с традиционными и возникающие отличия.

КОМБИНИРОВАННЫЙ МЕТОД ЭЛЕМЕНТОВ РЕШЕНИЯ ГАЗОКИНЕТИЧЕСКОГО УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ

В. В. Кузьминов, И. С. Слесарев

Препринт ИАЭ, № 3450/5, Москва, 1981.

Предложен новый комбинированный способ приближенного решения газокинетического уравнения переноса нейтронов с использованием формализма метода конечных элементов и метода вложенных элементов. Показано, что особенностью алгоритма является возможность построения прямолинейных конечных элементов, используя которые можно точно учесть криволинейные границы внутренних зон. Геометрическая форма этих зон учитывается вложенными элементами, вкладываемыми в соответствующие конечные элементы. Отсутствие в алгоритме итераций по интегралу рассеяния сокращает вычислительные затраты по сравнению с традиционными схемами решения газокинетического уравнения переноса нейтронов.

Сравнительный анализ полученных результатов позволяет заключить, что построение наиболее выгодной (по вычислительным затратам при заданной точности определения приближенного решения) расчетной модели ячейки связано с выбором небольшого числа конечных элементов и угловых диапазонов при высоких максимальных степенях интерполирующих полиномов в конечных элементах.

Отмечено хорошее совпадение реперного и приближенного решения, полученного даже на линейных интерполирующих полиномах. Различие в параметре $K_{эф}$ составляет менее 0,3%, а в пространственных распределениях плотности потока нейтронов (энергетический диапазон 1,4–10,5 МэВ и ниже 46,5 кэВ) не более 8%. Время счета программы РІП, в которой реализован алгоритм метода на ЭВМ БЭСМ-6, для отмеченных вариантов равно соответственно 85 мин и 3 мин 25 с.

Проведенные численные эксперименты, нацеленные на изучение сходимости приближенного решения к реперному, на примере расчета ячейки гетерогенной активной зоны реактора типа БН-1600 продемонстрировали быстроту сходимости метода.

МНОГОКАНАЛЬНАЯ СИСТЕМА ТРАНСПОРТИРОВКИ ПУЧКОВ ИОНОВ ИЗ ИЗОХРОННОГО ЦИКЛОТРОНА ИАЭ

В. В. Буранов, Н. И. Веников, Л. Г. Кондратьев, Г. И. Колобанов,
С. Т. Латушкин, В. А. Резвов, В. Н. Унежев, Н. И. Чумаков, Л. И. Юдин,
Ю. Л. Юпинов

Препринт ИАЭ, № 3421/14, Москва, 1981.

Описана новая система транспортировки пучков ионов из изохронного циклотрона ИАЭ к шести мишеням (М1 - М6), расположенным в четырех экспериментальных залах. М1 - М3 предназначены для корреляционных экспериментов, для исследования мультипольных резонансов, для поиска нейтроноизбыточных ядер; М4 - для времяпролетных нейтронных исследований (измерения нейтронных констант, изучения предравновесных состояний); М5 - для исследования альфа-магнитного эффекта; М6 - для активационного анализа и исследования радиационной стойкости. Специализация некоторых мишеней может быть изменена в случае появления новых ядерно-физических исследований.

Приведены особенности выпуска пучка ионов из циклотрона и особенности элементов системы транспортировки, результаты ионно-оптического расчета и наладки системы транспортировки ионов. Ионно-оптический расчет системы осуществлен на ЭВМ ЕС-1010. С целью проведения ядерно-физических прецизионных исследований введена методика малофоковой коллимации пучка. Система обеспечивает проведение измерения и контроля энергии ионов без прерывания эксперимента и обеспечивает однородное распределение пучка на образцах большой площади. Используется метод времени пролета.

НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ИЗМЕРЕНИЯ РЕАКТИВНОСТИ БОЛЬШИХ СИСТЕМ

А. С. Каминский, И. Д. Крылов

Препринт ИАЭ, № 3463/4, Москва, 1981.

Проведен анализ факторов, определяющих основные характеристики пространственно-временного поведения потоков нейтронов в реакторах. Сформулированы критерии применимости методов точечной кинетики в измерении реактивности. На примере разрабатываемого высокотемпературного реактора с гелиевым теплоносителем и графитовым замедлителем ВГ-400 и сборок критстенда ГРОГ, созданных для исследования физики

ВТР (высокотемпературного газоохлаждаемого реактора), проанализировано поведение некоторых динамических характеристик потока нейтронов и возможных погрешностей измерения реактивности методами точечной кинетики. Аналитически показан и подтвержден расчетами достаточно универсальный характер соотношения вида N/M или физического размера как критерия применимости методов точечной кинетики в изучении динамических характеристик реактора. Приемлемость "точечных" методов с точки зрения точности и оперативности измерений реактивности определяется помимо физического размера степенью выровненности потока нейтронов и координатами места введения возмущения. С ростом величины N/M , степени выровненности начального распределения потока нейтронов и асимметричности возмущения возрастает время стабилизации формы потока. Показано, что в больших реакторах стабилизация показаний реактиметра, подключенного к произвольно расположенному в реакторе единичному датчику, наступает, как правило, существенно позже стабилизации формы потока нейтронов. Близость физических размеров позволяет считать полноразмерную сборку стенда ГРОГ достаточно близким аналогом реактора ВГ-400 с точки зрения специфики протекания пространственно-временных процессов.

Результаты расчетов для полноразмерной сборки стенда ГРОГ и реактора ВГ-400, равно как и исследования, проводившиеся на аналогичных установках за рубежом (КАНТЕР в Форт-Сент-Вейн), указывают на необходимость поисков "неточечных" подходов к проблеме измерения реактивности.

Расчет пространственно-временных процессов в реакторе ВГ-400 и критсборках стенда ГРОГ проведен с помощью созданной программы СКТ, в которой реализован метод переменных направлений.

ПРОГРАММА НЕЙТРОННОГО ГРУППОВОГО РАСЧЕТА ЦИЛИНДРИЧЕСКОЙ ЯЧЕЙКИ РЕАКТОРА (НЕГР-II)

В.Ф.Бояринов

Препринт ИАЭ, № 3377/5, Москва, 1981.

Описана программа НЕГР-II (нейтронный групповой расчет цилиндрической ячейки реактора), предназначенная для многогруппового расчета многозонной цилиндрически-симметричной ячейки реактора с заданными внешними источниками в зонах и токами на внешней границе. Расчет произведен методом поверхностных псевдоисточников на основе многогрупповой функции Грина от цилиндрически-симметричного источника.

Показано, что использование динамических массивов позволяет работать с произвольным числом групп и числом зон, а также в произвольном приближении метода в пределах машинной памяти $N(NI^2+3)(N-1) \leq 240$ (N - число групп, NI - номер приближения МПП (метода поверхностных псевдоисточников), N - число зон ($N \geq 2$)). Время счета зависит от числа зон и числа групп примерно следующим образом: в G_1 -приближении $t \approx 0,09 NI^{1,9} c$, в G_3 -приближении $t \approx 0,07 NI^3 c$.

Программа НЕГР-II работает как процедура. Для ее работы необходима вызывающая программа, которая составляется пользователем. Вызывающая программа готовит упорядоченные определенным образом макроконстанты, источники, задает число групп, номер приближения метода, число зон, координаты зон, шаг расчета дискретных корней, вектор тока на внешней границе ячейки, а также некоторый массив реальных чисел. Программа вычисляет средние и граничные потоки. Описаны операционные системы "Дубна" и "Диспак". Программа составлена для ЭВМ БЭСМ-6 и написана на языке АЛГОЛ - ГДР, однако возможен ее вызов и из программ, написанных на языке ФОРТРАН.

Программа апробирована. Приведены результаты расчета одногрупповых коэффициентов проигрыша для двухзонных ячеек, одногруппового расчета трехзонной и девятизонной ячеек, пятигруппового расчета трехзонной ячейки, пятигруппового расчета двухзонной ячейки.

ГЕНЕРАЦИЯ БИБЛИОТЕКИ КОНСТАНТ ПРОГРАММЫ НЕКТАР-М ИЗ ФАЙЛОВ ОЦЕНЕННЫХ НЕЙТРОННЫХ ДАННЫХ

А.О.Гольцев

Предприят ИАЭ, № 3447/4; Москва, 1981.

Показано, что программа НЕКТАР-М предназначена для расчета нейтронно-физических констант графитовых реакторов и является более совершенной программой, в которой учтен ряд замечаний и ликвидированы неточности и допущения, которые могут заметно исказить предсказываемые характеристики ВТТР (высокотемпературного газоохлаждаемого реактора).

Описана структура библиотеки констант новой программы НЕКТАР-М и вспомогательные программы, предназначенные для подготовки информации этой библиотеки из файлов оцененных нейтронных данных. В библиотеке программы НЕКТАР-М может одновременно храниться информация о 99 изотопах с идентификационными номерами от 1 до 99. Информация

О них записана на магнитную ленту в текстовом виде, где может изменяться и редактироваться. Для каждого изотопа обязательно задаются 12 величин. В зависимости от указателя могут задаваться массивы сечений рассеяния, деления и поглощения. Причем сечение рассеяния задается при 94 значениях скорости нейтрона с шагом 0,15 (в единицах $V_0 = 2200$ м/с), а сечения поглощения и деления — при 282 значениях с шагом 0,05. После этого в зависимости от указателя могут задаваться массивы заблокированных резонансных интегралов поглощения и деления до энергий 5 и 6,7 эВ соответственно. Описаны четыре вспомогательные программы подготовки информации для библиотеки констант: программа SGMSAF предназначена для формирования массива микроконстант с заданным шагом по скорости; программа TAUREZ предназначена для вычисления массива значений возраста или бесконечно разбавленных резонансных интегралов до заданных значений энергии; программа MARROR предназначена для вычисления массивов эффективных резонансных интегралов поглощения и деления для заданных значений сечения σ_p потенциального рассеяния на один атом резонансного поглотителя и температуры T; программа SIGMAL предназначена для получения сечений различных процессов в заданном интервале энергий. Вспомогательные программы написаны на языке ФОРТРАН.

ИНСТИТУТ ТЕОРЕТИЧЕСКОЙ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ФИЗИКИ

РАСЧЕТ ОБРАЗОВАНИЯ ^{60}Co В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

А.И.Воловик, А.С.Герасимов

Препринт ИГЭФ, № 127, Москва, 1981.

Приведены расчеты получения ^{60}Co путем облучения ^{59}Co в ядерном реакторе. Получены оптимальные режимы облучения.

Расчеты проведены для различных значений постоянной плотности теплового потока при различных значениях жесткости спектра нейтронов и коэффициента блокировки резонансного интеграла ^{59}Co . Кроме того, проведено решение ряда оптимизационных задач, связанных с получением ^{60}Co в переменных по времени потоках нейтронов. Получены временные зависимости концентрации получаемого ^{60}Co от плотности потока тепловых нейтронов и от жесткости спектра.

Установлено, что концентрация ^{60}Co при заданном времени облучения возрастает с увеличением жесткости спектра; то же происходит и с удельной активностью, которая, впрочем, ограничена максимальным значением $\sim 1150 \text{ Кж/г Co}$. При плотности потока тепловых нейтронов, равной $10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, максимальная концентрация ^{60}Co (без учета блокировки резонансного интеграла ^{59}Co) составляет приблизительно 34–44% концентрации заложенного в мишень ^{59}Co при изменении жесткости спектра в пределах 0–0,4. При этом выгорает соответственно 61–73% исходного ^{59}Co , а расход нейтронов на производство одного ядра ^{60}Co составляет 1,7–1,9.

Установлено, что для всех рассматриваемых оптимизационных задач получения ^{60}Co оптимальным является стационарный режим с максимальными значениями плотностей потоков тепловых и резонансных нейтронов. Оптимальное полное время облучения варьируется в зависимости от целевых функций, а также от величин заданных значений дополнительного функционала и других параметров. Во всех задачах, кроме изопериметрических, это время практически одно и то же для обоих потоков нейтронов. В задачах же с заданными интегральными потоками оно зависит от значения соответствующей изопериметрической константы и потому может быть различным для потоков тепловых и резонансных нейтронов, т.е. включение потоков в этом случае может быть существенно неодновременным.

Приведена расчетная схема получения ^{60}Co .

Расчеты оптимизационных задач проводились на ЭВМ БЭСМ-6 с помощью специальной программы ISOTOP.

ДВУХГРУППОВОЕ ПРИБЛИЖЕНИЕ В СФЕРИЧЕСКИ-СИММЕТРИЧНЫХ ЗАДАЧАХ ТЕОРИИ ПЕРЕНОСА

М.М.Васко

Препринт ИТЭФ, № 7, Москва, 1982.

Рассмотрен более общий, чем диффузионное приближение, класс приближений двух угловых групп для уравнения переноса излучения в приближении ЛТР (локальное термодинамическое равновесие) и для уравнения переноса быстрых α -частиц в приближении прямолинейных траекторий. В случае сферической геометрии рассмотренный класс двухгрупповых приближений характеризуется наличием дополнительного параметра Λ . Показано, что разумным выбором значения Λ можно существенно улучшить

точность традиционного диффузионного приближения в случаях, когда длина свободного пробега излучения сравнима или существенно превышает текущее значение радиальной координаты r . Показано также, что для переноса энергии α -частицами такого улучшения в общем случае добиться не удается.

При решении сложных задач радиационной динамики, а также многих других физических и астрофизических задач, включающих перенос излучения, нейтронов, α -частиц и т.п., очень важно бывает найти простую и эффективную замену сложным интегро-дифференциальным уравнениям переноса. Из простейших методов приближенного описания чаще других используется диффузионное (эддингтоновское) приближение, которое является асимптотически точным в случае больших оптических толщин и слабых градиентов. В плоских задачах теории переноса диффузионное приближение - самое лучшее из всех двухгрупповых приближений.

Иначе обстоит дело в цилиндрической и сферической геометриях. Здесь диффузионное приближение может давать значительную погрешность не только вблизи границы, но и в областях, где длина свободного пробега λ^{-1} сравнима или существенно превышает текущее значение радиальной координаты r , независимо от выбора граничных условий.

РАСЧЕТ ОБРАЗОВАНИЯ ^{55}Fe И ^{14}C В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

А.И.Воловик, А.С.Герасимов, Н.С.Илларионова

Препринт ИТЭФ, № 129, Москва, 1981.

Рассчитаны количество и удельная активность ^{55}Fe , образующегося в реакторе при облучении ^{54}Fe , а также число нейтронов, затраченных на производство одного ядра ^{55}Fe , в зависимости от времени облучения в стационарном потоке нейтронов при различных обогащениях материала мишени ^{55}Fe . Показано, что для получения ^{55}Fe выгодно облучение в возможно большем потоке нейтронов. Увеличение плотности потока от 10^{14} до 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ приводит к увеличению максимального числа ядер ^{55}Fe в шесть раз. При увеличении жесткости спектра нейтронов γ от 0 до 0,4 максимальное число ядер ^{55}Fe увеличивается на 11% - жесткость спектра слабо влияет на образование ^{55}Fe .

Установлено влияние временного варьирования нейтронного спектра на характеристики процесса получения ^{55}Fe . Показано, что временное варьирование плотностей потоков тепловых и резонансных нейтронов в процессе облучения не приводит к какому-либо улучшению характеристик режима получения ^{55}Fe и оптимальным режимом является облучение в максимально возможном тепловом и резонансном потоке.

Рассчитано количество и удельная активность изотопа ^{14}C , получающегося в реакторе при облучении ^{14}N , в зависимости от времени облучения, плотности потока и жесткости спектра нейтронов. Показано, что для получения ^{14}C выгодно облучение в максимально возможном потоке нейтронов, причем число пар ядер получившегося ^{14}C практически пропорционально плотности потока и времени облучения. При увеличении жесткости спектра нейтронов γ от 0 до 0,4 число ядер ^{14}C увеличивается на 17%.

КУЛОНОВСКАЯ ЗАДАЧА С КОРОТКОДЕЙСТВИЕМ. СВЯЗАННЫЕ СОСТОЯНИЯ И РЕЗОНАНСЫ

В.С.Попов, А.Е.Кудрявцев, В.И.Лисин, В.Д.Мур

Препринт ИТЭФ, № 98, Москва, 1981.

Рассмотрена задача о кулоновском потенциале, искаженном на малых ($r \sim r_0 \ll a_B$) расстояниях, где r_0 - радиус сильного взаимодействия, a_B - радиус Бора. Получено уравнение, определяющее положение полюсов S -матрицы на комплексной плоскости K . Исследовано движение полюсов при увеличении глубины сильного потенциала V_S . Показано, что характер движения полюсов качественно меняется в зависимости того, является ли кулоновское взаимодействие притяжением ($\varphi = -Z_1 Z_2 > 0$) или отталкиванием ($\varphi < 0$), а также от значения орбитального момента l ($l=0$ или $l \geq 1$). Рассмотрены предельные случаи и получены асимптотические формулы, связывающие положение полюса с длиной рассеяния и эффективным радиусом. Обсуждаются результаты численных расчетов. Проведенные численные расчеты полностью подтверждают результаты, полученные с помощью асимптотических формул. Проведены аналогичные расчеты для состояний с $l \neq 0$. Эти результаты будут опубликованы отдельно.

РАСЧЕТ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ОБРАЗОВАНИЯ ТРАНСУРАНОВЫХ ИЗОТОПОВ В ВВЭР-440 (3,6% ОБОГАЩЕНИЯ)

Т.С.Зарицкая, А.П.Рудик

Препринт ИТЭФ, № 101, Москва, 1981.

Проведен расчет выгорания ядерного топлива и образования трансуранических изотопов в ВВЭР-440 при начальном обогащении по ^{235}U 3,6%. Рассмотрены два случая выгорания ядерного топлива: случай твэлов, расположенных в центральной области кассеты, и случай твэлов, расположенных на периферии. Расчет проведен комбинированно-итерационным методом в четыре этапа. При определении физических характеристик элементарной ячейки ВВЭР-440 использована программа TRIFON. Приведены результаты расчета изменения физических характеристик от этапа к этапу. Определено образование продуктов деления независимо из ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu . Получена зависимость изменения концентраций от выгорания топлива для ^{235}U , ^{236}U , ^{237}U , ^{238}U , ^{237}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{243}Am , ^{244}Cm . Представлены данные изменения жесткости спектра нейтронов $\gamma(t)$ с выгоранием.

Показано, что приведенные данные характеризуют общую ситуацию зависимости результатов расчета от числа этапов в кинетике. Более сложные вопросы, связанные с оптимальным выбором числа этапов кинетики, не рассматривались. Результаты расчета и эксперимента не сопоставлены. Авторы не имели в своем распоряжении экспериментальных данных по выгоранию ядерного топлива и накоплению актиноидов в реакторе ВВЭР-440 при обогащении 3,6%.

СЛЕДСТВИЯ НАРУШЕНИЯ ЧЕТНОСТИ В ДЕЛЕНИИ ЯДЕР

Е.С.Ржевский

Препринт ИТЭФ, № 145, Москва, 1981.

Рассмотрены три тождественно не связанных друг с другом Р-нечетных эффекта в делении ядер: асимметрия распада, электрический дипольный момент (ЭДМ) ядра, ориентация оси симметрии ядра относительно его спина. Ориентация оси и ЭДМ являются также и Т-нечетными эффектами.

Показано, что все три эффекта являются независимыми следствиями нарушения четности в компаунд-ядре. Каждый из них в определенных условиях может существовать самостоятельно, так как эти эффекты определяются разными параметрами модели и различными физическими следствиями нарушения четности в ядре.

Асимметрия распада обусловлена Р-нечетной асимметрией барьера деления ядра. ЭДМ делящегося ядра обусловлен изменением структуры ядра, ориентации оси ядра относительно его спина связана с изменением вращательного движения ядра как целого, ЭДМ и ориентация оси ядра определяются мнимой частью амплитуды смешивания по четности компаунд-состояний ядра. Асимметрия распада определяется действительной частью амплитуды (параметра) смешивания. "Выживание" асимметрии распада при суммировании асимметрии по конечным каналам связано с независимостью коэффициента асимметрии от свойств конечных состояний. Последнее связано с независимостью внутренней динамики деления от четности из-за расщепления по четности каналов деления.

Построена волновая функция делящегося ядра, найдена амплитуда реакции деления ядра нейтронами. Получено выражение для коэффициента асимметрии углового распределения осколков деления. Проведено усреднение по конечным состояниям. Объясняется причина выживания асимметрии. Рассмотрены ориентация оси ядра и ЭДМ, а также связь асимметрии распада и асимметрии барьера деления.

Предлагаются эксперименты по измерению ЭДМ делящихся ядер.

РАСЧЕТ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ОБРАЗОВАНИЯ АКТИНИДОВ В ВВЭР-1000 (4,4% ОБОГАЩЕНИЯ)

Т.С.Зарицкая, А.П.Рудик

Препринт ИТЭФ, № 53, Москва, 1982.

Проведен расчет выгорания ядерного топлива и образования актиноидов в реакторе ВВЭР-1000 при начальном обогащении 4,4% по ^{235}U . Для расчета использован комбинированно-итерационный метод (КЭМ), апробированный при расчетах в различных режимах ВВЭР-365 и ВВЭР-440. Вычислены продукты деления отдельно от ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu .

Получена зависимость концентраций от выгорания для актинидов: ^{235}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{243}Am и ^{244}Cm . Установлено, что при желании получить примерную точность в рассчитанных концентрациях актинидов необходимо использовать многоэтапный метод расчета.

Приведено сопоставление расчетных данных по накоплению нуклидов - продуктов деления и актинидов - для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при близких ПД.

Сделан вывод, что для ВВЭР-1000 разница между расчетами по различным моделям существенно меньше, чем для ВВЭР-440. Связано это в первую очередь с конструкцией кассет.

**ТРИФОВ - ПРОГРАММА РАСЧЕТА ИЗМЕНЕНИЙ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА
В ЦИЛИНДРИЧЕСКОЙ ЯЧЕЙКЕ РЕАКТОРА С ДЕТАЛЬНЫМ УЧЕТОМ
ПРОСТРАНСТВЕННО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НЕЙТРОНОВ**

М.А.Востриков, Б.П.Кочуров

Препринт ИТЭФ, № 106, Москва, 1981.

Представлено описание программы ТРИФОВ (TRIFOV-BURNUP), предназначенной для расчета пространственного изменения изотопного состава и физических характеристик ячейки реактора в процессе выгорания. Возможность получения матриц эффективных граничных условий на поверхности блока позволяет при помощи соответствующих гетерогенных программ решать задачу выгорания для реактора в целом. Расчет скоростей ядерных процессов базируется на решении многогрупповой системы интегральных уравнений переноса нейтронов в транспортном приближении для процесса рассеяния. Учет быстро меняющихся во времени скоростей процессов (случай резонансных поглотителей) производится посредством интерполяционной процедуры. Информация о ядерных процессах находится в постоянной библиотеке программы TRIFOV. Представлено описание программы и некоторые результаты расчета выгорания топлива в кассете реактора ВВЭР-365. Результаты расчетов при помощи программы ТРИФОВ сравниваются с результатами расчетов по другим методикам и экспериментальными данными; расхождения от 4 до 15%.

БАЗИСНЫЕ ПОДПРОГРАММЫ ДЛЯ ГРАФОПОСТРОИТЕЛЕЙ
НА ЕС ЭВМ В ОПЕРАЦИОННОЙ СИСТЕМЕ ОС
(инструкция пользователю)

И.М.Журавкова, В.П.Иванов, Е.А.Люблев, Т.В.Наумова,
Б.Ф.Ромашкин, А.В.Селиванов

Препринт ИТЭФ, № II2, Москва, 1981.

Описано базисное программное обеспечение графопостроителей моделей ЕС-7051, ЕС-7052, КС-7053, ЕС-7054 на языке ФОРТРАН, входящих в состав технических средств ЕС ЭВМ. Программное обеспечение состоит из 6 подпрограмм: PLOTS, NUMBER, SYMBOL, AXIS, LINE, SCALE. Обращение к ним из графических программ, написанных на языке ФОРТРАН, производится с помощью оператора CALL. Используя эти подпрограммы, пользователь ЭВМ может описать практически любое изображение (графики, рисунки, чертежи и т.д.). Базисные подпрограммы создают графические данные на внутреннем языке графопостроителей (в виде инкрементальных команд или приказов) и осуществляют их вывод либо непосредственно на графопостроитель, либо на магнитную ленту или перфоленту. При этом они учитывают специфику модели графопостроителя, для которого готовят графические данные. Таким образом, пользователь ЭВМ получает возможность путем программирования на языке ФОРТРАН подготавливать графические данные для всех режимов использования графопостроителей. При этом он освобождается от необходимости знать внутренний язык графопостроителя.

Базисное программное обеспечение на языке ФОРТРАН является основой для создания функциональных программ.

РАДИЕВЫЙ ИНСТИТУТ им. В.Г.ХЛОПИНА

ГАЗОДИНАМИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ И ЭМИССИЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ЧАСТИЦ
В ПОЧТИ ЦЕНТРАЛЬНЫХ СТОЛКНОВЕНИЯХ ТЯЖЕЛЫХ ИОНОВ

А.Т.Дьяченко

Препринт РИ, № I47, Ленинград, 1981.

На основе одномерной газодинамической модели для асимметричных почти центральных столкновений тяжелых ионов вычислен энергетичес-

кий спектр испускаемых частиц (нейтронов и протонов). Показано, что вычисленные энергетические спектры нуклонов резко отличаются от изотропного максвелловского распределения, соответствующего испарению из компаунд-ядра. Спектры обладают ярко выраженной угловой анизотропией. Эффективный наклон спектров под малыми углами соответствует температуре $T_{эф}$, которая в несколько раз превышает температуру компаунд-ядра T_c и температуру при разлете T . Причем для углов $\theta \leq \leq 15^\circ$ для реакции $^{16}O + ^{238}U$ в широком диапазоне энергий (10-100 МэВ на нуклон) $T_{эф}$ растет с увеличением энергии столкновения и оказывается $T_{эф}/T_c \approx 3$.

Жесткость спектров под малыми углами обусловлена большой переносной скоростью, следующей из одномерной газодинамической модели.

Показано, что рассчитанные спектры нуклонов для малых углов наблюдения ($\theta \leq 40^\circ$) описывают высокоэнергетическую часть экспериментальных спектров. Данная модель оказывается менее эффективной для описания экспериментальных спектров при больших углах.

ОБМЕН НУКЛОНАМИ МЕЖДУ ОСКОЛКАМИ ДЕЛЕНИЯ ВБЛИЗИ ТОЧКИ РАЗРЫВА

В.А.Рубченя, С.Г.Явшиц

Препринт РИ, № 146, Ленинград, 1981.

Предложена модель подбарьерного обмена, описывающая в диффузионном приближении переходы нуклонов между осколками деления вблизи точки разрыва. Проанализировано влияние обмена на массовые распределения осколков. Предполагается, что непосредственно после точки разрыва делящуюся систему можно представить в виде двух деформированных осколков с общей осью симметрии и что переходы нуклонов идут путем туннелирования через потенциальный барьер. Для двух случаев - деления ^{235}U тепловыми нейтронами и спонтанного деления ^{252}Cf - вычислены транспортные коэффициенты и построены массовые распределения осколков. При использовании транспортных коэффициентов, рассчитанных в модели подбарьерного обмена, получено удовлетворительное согласие теории с экспериментом при разумной оценке времени взаимодействия ядер-осколков $4 \cdot 10^{-21}$ с.

Результаты расчетов указывают на существенный вклад процесса обмена в механизм деления ядер вблизи точки разрыва. Для дальнейшего развития модели необходимо уточнение конфигурации системы вблизи точки разрыва для выбранной параметризации формы, что даст возмож-

ность более строго определить Δ_0 (начальную раздвижку) и параметры деформации осколков. Знание конфигурации системы непосредственно после разрыва позволит провести и динамические расчеты процесса с целью получения информации о времени взаимодействия и зависимости транспортных коэффициентов от времени, определяемой как консервативными, так и диссипативными силами, действующими в системе из-за перекрытия "хвостов" распределения плотности осколков. Отмечено, что представляет также интерес и исследование корреляций между числом переданных нуклонов и распределением энергии в осколках.

ЛЕНИНГРАДСКИЙ ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ им. В.П. КОНСТАНТИНОВА

МОДЕЛЬНЫЕ РАСЧЕТЫ ИСТОЧНИКА ХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА ПИК

М.С. Райкин, В.А. Шустов

Препринт ЛИЯФ, № 757, Ленинград, 1982.

С помощью транспортного кода THERMOS в приближении 40 групп тепловых нейтронов (энергетический интервал от 0 до 0,2 эВ) рассчитаны спектры нейтронов в большой цилиндрической ячейке, состоящей из жидкого дейтерия и тяжелой воды. Ячейка служит моделью источника холодных нейтронов (ИХН) реактора ПИК. Программа THERMOS предназначена для расчета нейтронных потоков в цилиндрической ячейке с отражающими стенками с постоянными или кусочно-постоянными источниками эпитепловых нейтронов; интегральное уравнение переноса решается в предположении об изотропии рассеяния нейтронов и их источников. Ядро рассеяния для жидкого дейтерия в интегральном уравнении переноса нейтронов аппроксимируется ядром свободного газа с нормировкой на экспериментальное сечение, а сферическая геометрия моделируется эквивалентной цилиндрической. Реальная ситуация моделируется в расчетах по THERMOS следующим образом: сфера заменена на цилиндр; канал предполагается не возмущающим поток нейтронов; не учитывается градиент потока тепловых нейтронов, существующий в месте расположения ИХН; вместо точного энергетического ядра используются модельные выражения: для D_2 - модель свободного газа, для D_2O - модель типа Нелкина.

Рассчитан ряд характеристик ИХН, важных для понимания его физики.

Предложены различные модификации модели. Изложены пути уточнения модели и результаты расчетов в уточненной модели. Значительно модернизирована модель свободного газа для D_2 (нормировка на эксперимент и введение двух эффективных масс в зависимости от энергии), что позволило добиться лучшего согласия с экспериментальными данными. Использование в работе модели и приближения достаточно для описания на количественном уровне основных закономерностей ретермализации нейтронов в дейтериево-желтоводном ИХН реактора ПИК.

ФУНКЦИИ РАСПАДА И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ В РАСЧЕТАХ ОБРАЗОВАНИЯ ИЗОТОПОВ

А.И. Шляхтер

Препринт ЛИЯФ, № 735, Ленинград, 1982.

С помощью функций распада проанализированы основные этапы расчета образования изотопов. Показано, что критерии, обычно используемые при выборе главных цепочек и при исключении из них короткоживущих ядер, могут приводить к ошибочным выводам. В частности, предположение о том, что ядра с малым временем жизни всегда можно исключить из рассмотрения, оказывается неверным. При малых t погрешность этого приближения $\varepsilon \approx (n-2)/\lambda_k t$, где n - число ядер в цепочке, а λ_k - скорость выгорания исключаемого изотопа. При больших t $\varepsilon \approx -\lambda_m/\lambda_k$, где λ_m - наименьшая из скоростей выгорания ядер цепочки. Таким образом, за исключением случая, когда одно из ядер стабильно и не выгорает ($\lambda_m = 0$), погрешность не стремится к нулю при $t \rightarrow \infty$.

Получены простые формулы для чувствительности рассчитанных концентраций изотопов к значениям физических констант (сечений, периодов полураспада и т.д.), позволяющие выделять ядра, неопределенность характеристик которых сильнее всего влияет на точность расчетов.

Показано, что функции распада являются удобным инструментом как

для самих расчетов образования изотопов, так и для анализа используемых при этом приближений.

Результаты проиллюстрированы на конкретных расчетах образования актинидов.

КОЭФФИЦИЕНТЫ КЛЕБША - ГОРДАНА ГРУППЫ $SU(3)$

I. Маркировка базисных состояний и явный вид коэффициентов Клебша - Гордана в каноническом базисе

И.С.Гусева, Ю.Ф.Смирнов (НИИЯФ МГУ), В.Н.Толстой (НИИЯФ МГУ)
Ю.И.Харитонов

Препринт ЛИЯФ, № 678, Ленинград, 1981.

Описан канонический базис неприводимого представления (НП) группы $SU(3)$ в редукции на подгруппу Т-спина $SU(2)$. Предложена новая симметричная маркировка базисных векторов и получены матричные элементы степеней генераторов группы $SU(3)$.

Рассмотрен базис в пространстве прямого произведения двух НП, реализующий разложение этого произведения на неприводимые компоненты. Приведена простая формула для кратности результирующего НП, возникающего в прямом произведении двух исходных НП группы $SU(3)$. Исследуется структура пространства представления тензорного произведения двух НП и предложена процедура разложения кратных НП $(\lambda_3 \mu_3)$ на линейно-независимые, но неортогональные компоненты. Получена простая формула для кратности $n(\lambda_3 \mu_3)$. Дан подробный вывод формулы для коэффициентов Клебша - Гордана ККГ группы $SU(3)$. Эта формула представляет собой взвешенную сумму произведений 6j- и 9j-символов группы Т-спина, причем коэффициенты перед этими произведениями не содержат дополнительных внутренних суммирований. Полученная формула, будучи весьма компактной по форме, открывает новые возможности аналитического исследования свойств ККГ и в то же время удобна для вычислений этих величин на ЭВМ. Описано обращение к программам, вычисляющим ККГ группы $SU(3)$ в каноническом базисе без ортого-

нализации в случае кратных результирующих НП, а также к программе, определяющей в прямом произведении двух исходных НП возможные результирующие НП, их кратности и размерности. Дан вывод полезной формулы суммирования, которая используется при выводе явного выражения для ККГ группы $SU(3)$.

НОВЫЕ ИЗОТОПЫ ЭЛЕМЕНТОВ Sm, Dy, Ho, Er, Tm

Г.Д.Алхазов, Н.Ганбаатар (Госуниверситет, Улан-Батор, МНР),
К.Я.Громов (ОИЯИ, Дубна), В.Г.Калинников (ОИЯИ, Дубна),
Я.Кормици (ИЯФ, Краков, ПНР), К.А.Мезилев, Ю.Н.Новиков,
Е.Сенявски (ИЯФ, Краков, ПНР), А.Потемпа (ИЯФ, Краков, ПНР),
Ф.Таркани (ИЯИ, Дебрецен, ВНР)

Препринт ЛИЯФ, № 716, Ленинград, 1981.

Дана краткая информация об идентификации и основных характеристиках распада новых нейтронодефицитных изотопов самария, диспрозия, гольмия, эрбия и тулия. Эти изотопы образовались в результате реакции глубокого расщепления мишеней протонами энергии 1 ГэВ. Обнаружение новых изотопов, далеко отстоящих от полосы β -устойчивости, в диапазоне значений периодов полураспада 1-100 с произведено на установке ИРИС с использованием масс-сепаратора, действующего в режиме "в линию" с пучком протонов синхроциклотрона.

Исследованы рентгеновский и γ -спектры новых излучателей. Для периодов полураспада получены значения, с: $T_{1/2} = 42 \pm 4$ (^{136}Sm), 18 ± 3 (^{145}Dy), 7 ± 2 (^{147}Ho), 17 ± 2 (^{150}Er), 5 ± 1 (^{152}Tm).

Массовое число A изотопов определено в результате масс-сепарации, принадлежность изотопа тому или иному элементу фиксирована по наличию соответствующего характеристического рентгеновского излучения. Исследование γ -спектра и спектра электронов внутренней конверсии нуклидов изобарной цепочки позволяло получить основные характеристики распада нового изотопа. Спектры излучений регистрировались детекторами из сверхчистого Ge, Ge(Li) и Si(Li).

КОЛИЧЕСТВЕННЫЙ АНАЛИЗ СТАБИЛЬНЫХ ИЗОТОПОВ
И ЯДЕРНО-МАГНИТНЫХ ИЗОМЕРОВ ВОДОРОДА
МЕТОДОМ ГАЗОВОЙ ХРОМАТОГРАФИИ

А.А.Марков, В.И.Медведев, Г.Л.Соколов, Н.Н.Чернов

Препринт ЛИЯФ, № 724, Ленинград, 1981.

Предложен способ количественного анализа стабильных изотопов водорода и их ядерно-магнитных изомеров ($p\text{-H}_2$, $o\text{-H}_2$, HD, $o\text{-D}_2$, $p\text{-D}_2$) методом газовой хроматографии. Анализ проведен с помощью стандартного хроматографа. Определены оптимальные условия разделения изотопов и их изомеров. Показана возможность разделения изомеров D_2 с помощью набивных колонок.

Предложено компоненты смеси рассчитывать калибровкой по одному компоненту или методом нормировки.

Определены относительные коэффициенты чувствительности для изотопов водорода. В качестве газа сравнения выбран H_2 . Разработанный метод анализа смеси изотопов водорода с помощью относительных коэффициентов чувствительности позволяет производить калибровку детектора только по H_2 при количественном определении других изотопов в смеси с H_2 или обходиться без калибровки вообще, что уменьшает трудоемкость анализа, улучшает воспроизводимость результатов, позволяет обходиться без чистых стандартных веществ или их смесей.

При использовании детектирующей части от стандартного хроматографа ХЛ-69 описанная методика позволила иметь чувствительность к водороду в дейтерии $A_C = 2,4 \cdot 10^4$ мБмг⁻¹·мл при газе-носителе неоне. При этом уверенно можно определить примесь H_2 в дейтерии на уровне 0,02 об. % в пробе 0,2 мл.

Методика использована для определения изотопного состава дейтерия, примененного для заполнения криогенной пузырьковой камеры и импульсной ионизационной камеры-спектрометра ядер отдачи, для анализа параводорода на примесь ортоводорода в твердой параводородной мишени, для контроля ортопара состава водорода, сжимаемого на криогенной станции ЛИЯФ.

Данная методика может быть широко использована в лабораториях, занимающихся подобными анализами на хроматографах, в которых чувствительным элементом является детектор по теплопроводности.

НЕЙТРОННЫЙ ИНТЕРФЕРОМЕТР ОЧЕНЬ ХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ НА ДИФРАКЦИОННЫХ РЕШЕТКАХ

А.И.Иоффе

Препринт ЛИАФ, № 742,
Ленинград, 1982.

Дан анализ параметров интерферометра на дифракционных решетках для очень холодных ($v \approx 17$ м/с и менее) нейтронов. Предлагается симметричный вариант схемы нейтронного интерферометра с горизонтальным расположением фазовых отражательных решеток. Рассмотрен вариант его конструктивного исполнения и оценены возможности применения.

Применение фазовых отражательных дифракционных решеток в качестве когерентных делителей нейтронного интерферометра позволяет:

- получить значительное пространственное разделение интерферирующих пучков (до 50 см) и достаточно высокую интенсивность выходящего пучка;

- избежать прохождения распространяющихся пучков через материал когерентного делителя нейтронного интерферометра, что снимает чрезмерные оптические требования к когерентным делителям, возникающие при использовании в качестве последних тонких полупрозрачных пластин.

Ввиду наличия волновых aberrаций в симметричной схеме интерферометра для точного вычисления видности регистрируемой интерференционной картины требуется проведение соответствующего aberrационного анализа.

Проведенный анализ показывает, что рассматриваемый интерферометр является перспективным прибором для работы с очень холодными нейтронами.

СИЛОВЫЕ ФУНКЦИИ β^+ -РАСПАДА ИЗОТОПОВ ЦЕЗИЯ ($A=128+120$)

А.А.Быков, В.Д.Витман, Ю.В.Наумов, С.Ю.Орлов, В.К.Тарасов

Препринт ЛИАФ, № 748,
Ленинград, 1982.

Приведены измерения силовых функций β^+ -распада изотопов цезия с $A = 128 + 120$ методом полного поглощения γ -квантов. Измерения проведены на спектрометре полного поглощения, работающим "в линию" с масс-сепаратором ИРИС. Измерены спектры полного поглощения, опре-

делены периоды полураспада и энергии распада Q_{β} , необходимые для расчета силовых функций, а также приведены вероятности заселения уровней в процентах распадов на канал и силовые функции β^+ -распада ^{128}Cs , ^{126}Cs , ^{124}Cs , ^{122g}Cs , ^{125}Cs , ^{123}Cs , ^{122m}Cs , ^{120}Cs .

Для некоторых изотопов цезия выполнены расчеты силовых функций в приближении хаотичных фаз с остаточным взаимодействием Гамова - Теллера. Отмечено, что форма главного максимума силовой функции зависит от выбора параметров деформации, которые для изотопов цезия известны плохо. Однако отмечено, что суммарная вероятность и положение центра тяжести главного максимума силовой функции от параметров деформации зависит слабо. Приведены экспериментальные и расчетные значения параметров главного максимума для ^{123}Cs , ^{122g}Cs , ^{120}Cs . Точность определения вероятности переходов в главном максимуме составляет $\sim 10\%$. Показано, что в легких изотопах цезия наблюдается резонанс Гамова - Теллера с $\mu_{\tau} = +1$ в ядрах с $T_z > 0$.

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ
им. В.И.ЛЕНИНА

МЕТОДИКА РАСЧЕТА КОНЦЕНТРАЦИЙ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ
В ПЕРВОМ КОНТУРЕ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА

Е.К.Якшин, Ю.В.Чечеткин, Е.И.Шкоков, Т.М.Зиганшин

Препринт НИИАР, № 34(487),
Дмитровград, 1981.

Показано, что на основе исследований, проведенных на АЭС ВК-50, разработана методика расчета концентраций радиоактивных продуктов деления в первом контуре кипящего реактора. Методика учитывает также особенности поведения нуклидов в кипящем реакторе, как распределение между паром и водой, осаждение на поверхности и смывание с нее, распад за время движения по контуру, перераспределение при движении в двухфазном потоке. Выход продуктов деления из негерметичных твэлов рассчитан по известной методике, разработанной в ИАЭ. Расчет, проведенный для АЭС ВК-50, дал хорошее совпадение с экспериментом по всем радиоактивным продуктам деления, включая короткоживущие. Методика применима и для других типов кипящих реакторов, в том числе и для реактора РВМК.

Предложен способ проверки работоспособности методики. На основании результатов измерений ряда радиоактивных продуктов деления (РПД), надежно и систематически контролируемых в воде реактора или газовых адуктах эжекторов, оценивалось число твэлов с негерметичными оболочками и степень негерметичности μ . Далее приводились расчеты концентраций всех радионуклидов, поддающихся и неподдающихся прямому контролю в средах. Пример такой проверки дан в таблицах. Косвенной проверкой методики можно считать сопоставление расчетных и опытных величин после излучения около ионообменных фильтров конденсатоочистки.

В работе даны следующие таблицы:

1. Коэффициенты, характеризующие распределение продуктов деления между паром и водой в паровом пространстве корпуса реактора и в сепараторах АЭС ВК-50.
2. Коэффициенты, характеризующие распределения продуктов деления между средами в турбине и деаэраторе АЭС ВК-50.
3. Концентрация радиоактивных продуктов деления в воде реактора ВК-50, кВк/л.
4. Мощность выбросов радиоактивных продуктов деления из эжектора турбины АЭС ВК-50, МВк/с.

МЕТОДИКА РАСЧЕТА ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ РЕАКТОРОВ СО СЛОЖНОЙ ГЕТЕРОГЕННОЙ СТРУКТУРОЙ

Д.Е.Ванеев, Ю.Н.Поляков, Р.И.Коротков

Препринт НИИАР, № 25(478),
Дмитровград, 1981.

Исследовано влияние различных факторов на точность расчета запаса реактивности в системах со сложной гетерогенной структурой.

На примере критических систем с тепловыделяющими сборками реакторов типа РБТ рассмотрены такие факторы, как приближенность геометрических моделей и расчетных методов (двумерной геометрии, диффузионного приближения, конечно-разностной аппроксимации, малогруппового разложения нейтрона), а также особенности нуклидного состава частично выгоревшего топлива и неравномерность начального распределения выгорания топлива по высоте тепловыделяющих сборок.

Нейтронно-физические расчеты выполнены с помощью программы комплекса НФ-6 РЕНУХ и РЕНУЗ многогруппового расчета реакторов в диффузионном приближении в двумерной геометрии методом переменных направлений, программы СИ-5 и РИТ подготовки сечений взаимодействий нейтронов в тепловой области энергий с учетом термализации, а также программы ММ, рассчитывающей макроскопические сечения на основе 26-групповой системы констант ЕНАБ. Сравнение результатов расчетов с результатами экспериментов показало хорошее совпадение.

Отмечено, что результаты расчетов критических систем свидетельствуют о том, что предлагаемая методика позволяет получать близкие к экспериментальным значения запаса реактивности реакторов со сложной гетерогенной структурой. Это дает возможность проводить варианты расчетов критичности таких реакторов с различной компоновкой и составом активной зоны. Анализ погрешностей расчетных значений показывает, что расчет реактивности даст погрешность порядка 1% АК/К.

Для уменьшения этой ошибки необходимо пополнять библиотеку геометрических модулей программы РИТ для более точного описания геометрии реакторов и совершенствовать методику расчета эффектов, связанных с использованием частично выгоревших ТВС.

Результаты расчетов свидетельствуют также о принципиальной возможности использования программы СИ-5 для подготовки тепловых сечений, однако ограниченные возможности этой программы значительно повышают трудоемкость расчетов.

В работе приведены следующие таблицы:

1. Интервалы энергий нейтронов, соответствующие шестигрупповому разбиению.
2. Результаты расчетов концентраций осколков-отравителей в ТВС системы КРИТ, $\times 10^{-24} \text{ см}^{-3}$.
3. Тепловые сечения в стержнях, зонах и суперзонах модели КС при расчете по программе РИТ для двух значений граничной энергии $E_{гр}$ спектра тепловых нейтронов.
4. Тепловые сечения в стержнях, зонах и суперзонах модели системы КРИТ при расчете по программе РИТ ($E_{гр} = 0,9 \text{ эВ}$).
5. Тепловые сечения в геометрических зонах и суперзонах моделей системы КС при расчетах по программе СИ-5.
6. Эффективные коэффициенты размножения для моделей системы КС.
7. Эффективные коэффициенты размножения для моделей систем КС и КРИТ.
8. Сравнение расчетных и экспериментальных результатов.

СИСТЕМА УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ТОПЛИВА НА РЕАКТОРЕ БОР-60

В.М.Грязев, Г.И.Гаджиев, И.Н.Алексеев, Л.И.Демидов, С.Н.Хиленко

Препринт НИИАР № 20(473),
Дмитровград, 1981.

Отмечено, что эффективность системы гарантий МАГАТЭ определяется ее способностью обнаружить несанкционированное изъятие ядерных материалов, осуществляемое на уровне государств, с использованием всех доступных технических средств.

Система учета и контроля ядерных материалов, реализующая комплексный подход к системе гарантий, разрабатывается в настоящее время для реактора БОР-60. Она основана на применении нескольких методов неразрушающего контроля топлива в отдельных ТВС и на использовании автоматизированной системы контроля технологических параметров установки в целом. В настоящее время измерение количества ядерных материалов, находящихся в корпусе реактора, практически невозможно. Поэтому исследование изотопного состава топлива в процессе облучения осуществляется с помощью созданной специализированной системы, объединяющей все необходимые программы и процедуры в единый автоматизированный комплекс. Система реализуется на специальной вычислительной машине и обеспечивает сбор, кодирование и хранение входной учетной информации; сбор, кодирование и хранение параметров реактора; физический и тепловой расчеты реактора; сбор и переработку информации о перемещениях топлива; обработку учетной информации на основе результатов физического расчета и имеющихся экспериментов; подведение баланса материалов и выдачу отчетов.

В настоящий момент разработан комплекс программ для ЭВМ общего пользования БЭСМ-6 и частично для IN-90. Некоторые функции системы моделируются через обычный ввод с перфокарт и вспомогательными программами.

Система также может быть использована для введения информации о поступлениях и отправлениях материалов и для получения необходимых форм отчетов как оператором установки, так и инспектором.

Система учета и контроля ядерных материалов на реакторе БОР-60 является попыткой реализации комплексного подхода к применению гарантий на быстрых реакторах. Данная система использует совокупность методов физического контроля количества ядерных материалов в ТВС и ЭС реактора, автоматического контроля технологических параметров установки и методы расчетного определения состояния реактора. Неко-

торые компоненты системы учета в настоящее время только смоделированы и будут реализовываться по мере появления технических средств.

Эксплуатация системы позволит накопить опыт контроля характеристик ядерных материалов и баланса топлива в условиях реально работающего реактора и выявить основные проблемы, с которыми встретится инспектор МАГАТЭ на установках такого типа.

Оценка эффективности и работоспособности системы, а также экономических затрат на ее внедрение будет полезна при формулировании требований к конструкции быстрых реакторов, подлежащих гарантиям, и к системам контроля и учета ядерных материалов.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИЗУЧЕНИЕ ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМОВ КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА ПРИ ИЗМЕНЕНИЯХ УРОВНЯ ВОДЫ, ДАВЛЕНИЯ ПАРА И МОЩНОСТИ

В.Е.Шмелев, Е.В.Козин

Препринт НИИАР, № 35(488),
Дмитровград, 1981.

Описаны результаты исследований безопасности корпусного кипящего реактора ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя при значительных изменениях уровня воды, давления пара и мощности.

Эксперименты показали, что в широком интервале изменения технологических параметров обеспечивается надежная и безопасная эксплуатация реактора. Факторами, определяющими повышенную надежность кипящего реактора, являются паровой эффект реактивности и естественная циркуляция теплоносителя. Естественная циркуляция теплоносителя является надежным способом отвода тепла от активной зоны ядерного реактора как в нормальных эксплуатационных режимах, так и в аварийных.

Результаты экспериментов позволяют более обоснованно подходить к выбору защитных устройств данного типа реактора и регламентным ограничениям по изменению основных параметров.

В работе приведены:

Таблица изменения основных параметров реактора при сбросах давления пара на мощности 127 МВт.

Графики:

1. Изменение скорости циркуляции теплоносителя с понижением массового уровня воды при давлении и мощности соответственно.

2. Относительное изменение мощности реактора и скорости циркуляции теплоносителя в зависимости от уровня воды при давлении и исходной мощности соответственно.

3. Колебательный процесс в реакторе при снижении уровня воды.

4. Переходные процессы в реакторе при сбросе давления пара на мощности 7 МВт.

5. Переходные процессы в реакторе при сбросе давления пара на мощности 165 МВт.

6. Переходные процессы в реакторе при сбросе мощности реактора со 128 МВт.

7. Переходные процессы при отключении реактора на мощности 150 МВт.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ПОМОЩЬЮ МНОГОМЕРНЫХ СПЛАЙН-ФУНКЦИЙ

Н.Л.Дейнега

Препринт НИИАР, № 47(500),
Дмитровград, 1981.

Представлен метод моделирования характеристик быстрых реакторов, основанный на использовании многомерных сплайн-функций. Получены формулы для коэффициентов сплайн-функций. Показана высокая надежность метода моделирования. Проведено моделирование распределения шести групп нейтронов на примере реактора БОР-60. Предложен и обоснован новый подход к оптимизации, сущность которого заключается в моделировании групповых потоков эффективного коэффициента размножения и выгорания методом сплайн-функции. Такой подход обеспечивает независимость числа расчетов для многих оптимизационных задач от управляющих переменных и шагов к оптимуму. Кроме того, становится возможным создание простой и надежной нейтронно-физической модели действующих реакторов. Проведено сравнение с другими методами моделирования (методом Ньютона, планирования эксперимента, разложения функции в ряд Тейлора) на примере представления основных характеристик реакторов на быстрых нейтронах.

Разработан алгоритм N -мерных сплайн-функций для построения математической модели реактора. На примере представления сплайнами основных физических характеристик реакторов типа БН показана высокая

эффективность метода. Проведенный анализ и сравнение его по точности и затратам машинного времени с другими методами выявил значительные преимущества используемого подхода. Показана возможность аппроксимации сплайнами групповых потоков нейтронов с высокой точностью, что позволяет эффективно использовать такое представление в задачах оптимизации режимов перегрузки и выгорания топлива.

ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК АСТ НА ОСНОВЕ РЕАКТОРОВ С ОРГАНИЧЕСКИМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ-ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.А.Цыканов, Ю.В.Чечеткин, Ю.П.Кормушкин,
И.Ф.Поливанов, В.А.Старков, А.Б.Терещенко

Препринт НИИАР, № 51(504),
Дмитровград, 1981.

Представлены результаты расчетного исследования нейтронно-физических, теплофизических и экономических характеристик реакторов с органическим замедлителем-теплоносителем и низкообогащенным окисным топливом.

Проведены исследования характеристик активных зон органо-органических реакторов для АСТ с твэлами в оребренной алюминиевой оболочке с таблетками из UO_2 диаметром 7,58 мм.

Определен диапазон мощностей для получения минимальной топливной составляющей себестоимости (ТСС) производимого тепла. Минимальное значение ТСС тепла достигается при мощности реактора ~ 100 МВт. При изменении мощности реактора в диапазоне 50-200 МВт ТСС тепловой энергии изменяется не более чем на 5%. Минимальное значение ТСС тепла достигается при использовании ТВС с числом твэлов 37-91.

Показано, что при использовании стерженьковых твэлов с таблетками из низкообогащенной двуокиси урана предпочтительными являются, по-видимому, активные зоны с гетерогенной структурой. Однако выбор структуры и оптимизацию конкретного органо-органического реактора следует проводить с учетом характеристик циркуляционных насосов и гидравлических характеристик первого контура.

Рекомендовано в целях улучшения экономических показателей реакторов применять высокие скорости прокачки теплоносителя. Увеличение скорости прокачки теплоносителя является эффективным способом снижения ТСС тепла. Например, увеличение скорости теплоносителя в 2,3 раза (с 3 до 7 м/с) приводит к снижению ТСС тепловой энергии

в $\sim 1,5$ раза. При этом расход теплоносителя растет непропорционально скорости (увеличивается всего в 1,6 раза).

Определены оптимальное количество и шаг расстановки твэлов в тепловыделяющей сборке. Наибольшее выгорание и минимальная ТСС тепла (при фиксированной скорости теплоносителя в ТВС) достигаются при использовании регулярной решетки твэлов, расставленных с оптимальным шагом. Применение шагов расстановки твэлов, меньших оптимального, приводит к изменению структуры активной зоны от квазирегулярной до гетерогенной.

Показано, что наиболее действенным способом снижения ТСС тепла является удлинение кампании топлива, например увеличение кампании реактора в два раза (с 330 до 660 эф.сут) при одноразовой перегрузке активной зоны снижает ТСС тепловой энергии в 1,7-1,9 раза.

СПЕКТРАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НЕКОТОРЫХ ЗАДАЧ ТЕРМАЛИЗАЦИИ НЕЙТРОНОВ

Р.С.Макин

Препринт НИИАР, № 53(506),
Дмитровград, 1981.

На основе однородного интегрального уравнения проведен спектральный анализ задачи об энергетическом спектре медленных нейтронов в бесконечной среде от моноэнергетического, однородного по пространству источника. Получены условия базисности системы собственных функций для ряда приближений исходной задачи, которые могут быть записаны в виде дифференциальных операторов. В общем случае установлена полнота части собственных и присоединенных векторов. Обосновано применение спектрального метода (метода собственных функций) к решению ряда задач термализации нейтронов. Указаны возможные обобщения полученных результатов для этих задач с учетом деления и в неоднородных средах. Один из распространенных приемов получения стационарных спектров - численное решение уравнения переноса медленных нейтронов с использованием многогрупповой схемы, широко применявшейся в реакторной физике для нахождения нейтронных потоков в области замедления ($E \gg kT$). Однако этот метод обладает недостатками; основной - его громоздкость при незначительности получаемых поправок (по сравнению с односкоростным подходом).

Показано, что одним из наиболее эффективных способов преодоления этих недостатков является переход к описанию термализации нейтронов на основе приближенных дифференциальных уравнений, которые довольно точно учитывают влияние всех важных факторов: теплового движения ядер, химических связей и кристаллических эффектов. Другой альтернативный подход заключается в использовании собственных (зависимых) функций в задаче отыскания энергетического распределения медленных нейтронов. Такой подход удобен при решении задачи пространственно-энергетического распределения медленных нейтронов в двухзонной ячейке реактора, когда замедлитель описывается приближением тяжелого газа. Подходы взаимосвязаны и представляют собой реализацию метода собственных функций или спектрального метода применительно к решению задач термализации нейтронов.

МОДУЛИ КОМПЛЕКСА НФ-6 ДЛЯ МНОГОГРУППОВОГО ДИФФУЗИОННОГО СЕТОЧНОГО РАСЧЕТА ПЛОТНОСТИ ПОТОКА И ЦЕННОСТИ НЕЙТРОНОВ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ В ДВУМЕРНОЙ XY- И RZ-ГЕОМЕТРИИ

А.П.Алексеев, С.А.Бикинеева

Препринт НИИАР, № 37(445),
Дмитровград, 1980.

Приведены методика и программы многогруппового диффузионного сеточного расчета плотности потока и ценности нейтронов в ядерных реакторах в двумерной XY- и RZ-геометрии. Конечно-разностные уравнения в пределах одной группы (при заданном источнике деления) решены итерационным методом переменных направлений. В итерациях по источнику деления применено ускорение методом двухслойной чебышевской экстраполяции. Программы на языке АЛГОЛ-ГДР для ЭВМ БЭСМ-6 позволяют проводить расчет для любого числа групп, для которого существует система константного обеспечения, с числом расчетных узлов до 9000.

Приведены результаты исследования эффективности используемых алгоритмов ускорения при решении физически различных задач.

Программы включены в качестве модулей в комплекс НФ-6 расчета основных нейтронно-физических характеристик атомных реакторов.

ИССЛЕДОВАНИЯ НА УСТАНОВКЕ АРБУС В ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ
АТОМНЫХ СТАНЦИЙ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ НА ОСНОВЕ РЕАКТОРОВ С
ОРГАНИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.П.Бунтушкин, В.И.Карпюк, И.Г.Кобзарь, Ю.П.Кормушкин.
Р.С.Макин, И.Ф.Поливанов, А.А.Рыбин, О.В.Сарычев,
Е.И.Шкоков, Ю.В.Чечеткин, Е.К.Яшкин

Препринт НИИАР, № 21(474),
Дмитровград, 1981.

Рассмотрены вопросы расчетного и экспериментального обоснования ядерной и радиационной безопасности атомных станций теплоснабжения на базе реактора с высокотемпературным органическим теплоносителем установки АРБУС, работающей в энергетическом режиме. Проанализированы аварийные ситуации при отказе основного технологического оборудования АРБУС-АСТ с точки зрения ядерной и радиационной безопасности. Показано, что АСТ на базе реактора с органическим теплоносителем полностью удовлетворяет требованиям существующих положений и рекомендаций по обеспечению безопасной эксплуатации атомных установок.

Отмечено, что ядерная безопасность при эксплуатации установки АРБУС-АСТ в номинальных режимах обеспечивается полным соответствием всех характеристик реактора и его систем существующим положениям и требованиям (в частности, ЦБЯ-04-74) и определяется следующими обстоятельствами:

1. Температурный и мощностной коэффициент реактивности отрицателен во всем диапазоне температур от комнатной до рабочей.
2. Заклинивание стержней СУЗ (системы установки защиты) исключено, так как они движутся с зазорами в пустых направляющих гильзах.
3. Перемещение компонентов активной зоны, приводящие к непредусмотренному изменению реактивности, исключено.
4. В реакторе предусмотрены две независимые группы стержней аварийной защиты.

5. По сигналу аварийной защиты в активную зону в течение 0,5–0,8с вводятся две независимые группы стержней и 15 независимых групп компенсирующих стержней. Группы стержней способны перевести реактор из любого рабочего состояния в подкритическое и удерживать в этом состоянии реактор неограниченное время, даже в случае несрабатывания самой эффективной группы стержней.

6. Подкритичность реактора после взвода стержней аварийной защиты с введенными остальными органами СУЗ в состоянии активной зоны с максимальным запасом реактивности составляет не менее 1% $\Delta K/K$.

7. Скорость изменения реактивности самыми эффективными органами СУЗ составляет 0,014 $\beta_{эф}/с$. Для всех органов СУЗ с эффективностью более 0,7 $\beta_{эф}$ регламентируется шаговое перемещение шагами не более 0,3 $\beta_{эф}$.

8. СУЗ способна перевести реактор в подкритическое состояние в случае такого единичного нарушения нормальной работы, как незапланированное извлечение с проектной скоростью самой эффективной группы стержней СУЗ, не повреждая твэлов; в этом случае по сигналу от скорости нарастания мощности в активную зону за время 0,5–0,8 с будут введены две группы стержней АЗ и 15 групп стержней КС.

9. Система автоматического регулирования мощности оснащена двумя независимыми каналами автоматического регулирования.

В статье приведены следующие таблицы:

1. Технологические параметры установки АРЕУС.
2. Основные проектные параметры АРЕУС–АСТ.
3. Основные составляющие активности теплоносителя установки АРЕУС ($N_T = 4–4,8$ МВт).
4. Поля ионизирующих излучений в производственных помещениях установки АРЕУС при работе реактора на мощности 5 МВт.
5. Характеристика предполагаемых аварий с протечкой теплоносителя и основные параметры аварийных помещений и обслуживающих их систем вентиляции;

В статье приведены следующие схемы:

1. Принципиальная схема установки АРЕУС.
2. Принципиальная схема установки АРЕУС–АСТ.

РЕАЛИЗАЦИЯ ГАММА-АБСОРБЦИОННОГО МЕТОДА ДЛЯ КОНТРОЛЯ
РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТОПЛИВА В ТВЭЛАХ

А.К.Городец, А.Л.Семенов

Препринт НИИАР, № 43(496),
Дмитровград, 1981.

Отмечено, что реализация гамма-абсорбционного метода для оперативного контроля распределения топлива в твэлах имеет ряд особенностей, затрудняющих достижение высокой точности измерений. Из-за аппаратурных погрешностей наблюдается искажение экспоненциальной зависимости измеряемого сигнала от плотности топливного столба, что осложняет интерпретацию результатов относительных измерений. Калибровка измерительного тракта с помощью набора образцовых твэлов с известной плотностью топлива в значительной мере учитывает это искажение.

Проведенный анализ погрешностей, возникающих при определении плотности топливного столба, позволил выбрать оптимальные условия измерений с учетом особенностей анализируемых твэлов и характеристик используемой аппаратуры. Опыт контроля экспериментальных твэлов реактора БОР-60 с виброуплотненным сердечником показал, что распределение топлива по длине твэла может быть получено с погрешностью менее 1% за ~ 10 мин измерения.

Распределение плотности по длине твэла обычно определяют, пользуясь экспоненциальной зависимостью $N = N_0 e^{-\mu d_{эф}}$, в которой комплекс $\mu d_{эф}$ полагается постоянной величиной. Оно может быть получено двумя путями.

Первый путь предусматривает использование непосредственно измеренного значения N_0 , полученного для полой твэльной трубки (например, на участке газовой полости твэла). Согласно зависимости относительное распределение плотности соответствует распределению $\ln(N_0/N_i)$, где N_i - результат измерения на i -ом участке твэла. Для перехода к распределению плотности в абсолютных единицах коэффициент пропорциональности $1/\mu d_{эф}$ может быть получен, если известны количество топлива P в твэле и размеры топливного столба длиной L и диаметром D :

$$\frac{1}{\mu d_{эф}} = \frac{P}{\frac{\pi D^2}{4} L (\ln N_0 - \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \ln N_i)}$$

где $n = L/e$ - количество измеряемых участков на длине топливного столба.

Второй путь связан с калибровкой измерительного тракта, в которой зависимость результатов измерения от плотности аппроксимируется экспоненциальной функцией в ограниченном диапазоне. Плотность топливного столба ρ_i на i -м участке твэла определяется согласно выражению

$$\rho_i = \frac{1}{A} (\ln N_i - B),$$

где A и B - параметры аппроксимирующей функции, полученные при калибровке.

Калибровочные параметры обычно получают методом наименьших квадратов по результатам измерений образцовых твэлов с известной плотностью топлива.

Реализация гамма-абсорбционного метода для контроля распределения топлива в твэлах связана с обеспечением условий, при которых достигается необходимая точность измерений. Анализ погрешностей контроля и оценка влияния на результаты измерений основных факторов, обуславливающих эти погрешности, позволяют наметить пути увеличения точности метода и выбрать оптимальные условия его реализации.

При очевидной простоте и доступности гамма-абсорбционного метода для контроля распределения топлива в твэлах интерпретация результатов измерения во многих практических случаях требует известной осторожности, которая особенно оправдана при необходимости измерения плотности топливного столба с высокой точностью и оперативностью. Особого внимания требует обеспечение условий, при которых минимизируются систематические погрешности контроля. Выбрать такие условия позволяет анализ погрешностей, учитывающих специфику измеряемых твэлов и характеристики измерительной аппаратуры.

Опыт контроля распределения топлива в экспериментальных твэлах реактора БОР-60 показывает, что правильность измерений в достаточной мере обеспечивается калибровкой измерительного тракта.

ИССЛЕДОВАНИЯ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ "СУХИХ"
КАНАЛОВ НА УСТАНОВКЕ АСТ-1

В.В.Артемчук, Ю.П.Кормушкин, Р.С.Макин,
И.Ф.Поливанов, К.И.Юдин

Препринт НИИАР, № 5(520),
Дмитровград, 1982.

Описаны экспериментальные работы на установке АСТ-1 по исследованию температурных режимов "сухих" стержней системы установки защиты (СУЗ) и аварийных ситуаций, связанных с разгерметизацией гильзы. Показано, что при объемной плотности теплового потока до 23 МВт/м^3 возможно применение поглощающих стержней на основе как $^{10}\text{В}$, так и редкоземельных элементов. Установлено, что не происходит возгорания органического теплоносителя и не возникает пожароопасных ситуаций при попадании теплоносителя на горячую (до 1033 К) поверхность органа СУЗ. Расчеты и эксперименты показали, что при разгерметизации гильзы полным сечением возможен ввод положительной реактивности до $0,5 \beta_{эф}$ и что такая аварийная ситуация приводит к повышению мощности на 25% и к увеличению температуры ТВС не более чем на 12 К .

Важность и актуальность этих измерений определяются тем фактом, что температурные режимы органов СУЗ действующих и проектируемых АСТ близки к предельным режимам для используемых материалов и конструкций. Результаты же важны для получения надежных оценок температурных режимов органов СУЗ проектируемых реакторов.

Эксперименты выявили следующие погрешности измерений:

1. Погрешность измерительного прибора (потенциометр ПП-63) $\pm 0,5\%$. Кроме того, полная погрешность термо-э.д.с. ТЭП (типа ХА) составляет около $\pm 1\%$ при работе реактора в стационарном режиме.

2. Неточность в определении уровня тепловой мощности реактора, которая находилась через расход теплоносителя в активной зоне (ДСР-1-07, погрешность $\pm 2\%$) и через его подогрев (ЭМР-61, погрешность $\pm 1\%$).

3. Погрешность табличных данных по теплоемкости ($\pm 2\%$) и плотности ($\pm 0,15\%$) теплоносителя.

4. Неопределенность в уровне энерговыделения в ячейке с ТПС.

5. Неточность данных по параметрам пленки коксовых отложений на внешней поверхности гильзы СУЗ (толщина, скорость роста, теплопроводность).

При проектировании реакторов с органическим теплоносителем, в которых применяется "сухая" конструкция органов СУЗ, необходимо знать эффекты реактивности и рассматривать аварийные ситуации, связанные с попаданием теплоносителя в "сухие" каналы СУЗ.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКИ С ОРГАНО-ОРГАНИЧЕСКИМ РЕАКТОРОМ

В.А.Цыканов, Ю.В.Чечеткин, В.А.Куприенко, В.Д.Тетюков,
А.И.Гаврилин, Н.Г.Гатаудлин, А.И.Забелин, И.Г.Кобзарь

Препринт НИИАР, № 25(433),
Дмитровград, 1980.

Опыт эксплуатации атомной энергетической установки АРБУС, в реакторе которой в качестве замедлителя и теплоносителя используются высокотемпературные органические соединения, позволил сделать вывод, что реакторы подобного типа имеют ряд преимуществ при использовании их в качестве источников энергии в атомных станциях теплонабжения (АСТ) малой и средней мощности.

Низкая упругость паров высокотемпературных органических теплоносителей, их слабая коррозионная активность и практически полное отсутствие активации позволяют в наиболее полной мере удовлетворить требованиям максимальной безопасности, экономичности, простоте и удобству эксплуатации АСТ, размещаемых, как правило, вблизи потребителей тепловой энергии – жилых массивов и производственных комплексов.

Процесс радиационно-термического разложения органических теплоносителей, сопровождающийся осаждением высококипящих продуктов поликонденсации на твэлах активной зоны реактора (фаулинг), является серьезной помехой успешной эксплуатации АСТ. Необходимы дальнейшие исследования для изучения закономерностей фаулинга и обеспечения бесфаулинговых режимов работы реактора.

В работе приведены следующие таблицы:

1. Основные параметры технологической установки АРБУС.
2. Теплофизические свойства теплоносителей.
3. Скорость выхода продуктов разложения теплоносителей.
4. Характеристики блока регенерации.

5. Основные параметры работы вакуум-дистилляционной очистки.
6. Мощность дозы γ -излучения от основного оборудования при мощности реактора 3,25 МВт и через 1 ч после остановки реактора, А/кг. 10^{-5} .
7. Удельная активность примесей теплоносителей при нормальной работе установки АРБЭС.
8. Удельная активность теплоносителя (ДТМ) при разгерметизации твэла.
9. Активность газа в компенсаторе объема и ресиверах при разгерметизации твэлов.
10. Основы оборудования установки АРБЭС.

КАТАЛОГ ГАММА-СПЕКТРОВ АКТИНОИДОВ

Ю.С. Попов

Препринт НИИАР, № 61(514),
Дмитровград, 1981.

Составлен каталог 92 γ -спектров для решения задач прикладной полупроводниковой γ -спектрометрии радионуклидов-актиноидов.

В каталоге представлены 15 экспериментальных γ -спектров, полученных в радиохимическом отделении НИИАРа, а также 77 экспериментальных γ -спектров, взятых из литературных источников, опубликованных в нашей стране и за рубежом до 1981 г.

Зайствованные экспериментальные γ -спектры получены на NaI(Fe)-, Ge(Li)- и Si(Li)-спектрометрах.

Гамма-спектры получены на гамма-спектрометрах, имеющих энергетическое разрешение 0,3 и 3,0 кэВ на линиях 5,47 кэВ (^{54}Mn) и 661,64 кэВ (^{137}Cs) соответственно, включающих в себя отечественные Ge(Li)- или Si(Li)-детектирующие блоки типов ДДК-30А, БДР-1-50, БДР-1-20, БДРК-2-25, спектрометрическую стойку СЭС-2-03 и анализатор импульсов АИ-4096.

Рисунки γ -спектров располагаются в каталоге в порядке возрастания порядкового номера Z актиноида. На каждом рисунке указан символ химического элемента с указанием массового числа. Рисунки снабжены дополнительной информацией: значениями энергий γ -линий, периодами полураспада, удельной активности, квантовых выходов.

Каталог γ -спектров актиноидов ($90 \leq Z \leq 100$) облегчает радиохимику-технологу и исследователю ориентировку в спектрах образцов реакторного происхождения, имеющих сложный химический состав и ускоряет идентификацию актиноидов гамма-излучателей.

Представлена библиография, включающая литературные источники до 1981 г. (список литературы - 70 назв.).

МЕТОДИКА СРАВНИТЕЛЬНОЙ ЭКОНОМИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОИЗОТОПНЫХ НЕЙТРОННЫХ ИСТОЧНИКОВ

Е.В.Кириллов, Е.А.Карелин, А.В.Клинов, Ю.Г.Топоров

Препринт НИИАР, № 18(426),
Дмитровград, 1980.

На основе общепринятой методики рассмотрены основные положения по сравнительной экономической оценке нейтронных источников, учитывающие особенности их изготовления и применения. В качестве критерия сравнения предложено использовать приведенные затраты на один полезно используемый нейтрон. Принято, что объем работы, который может быть выполнен нейтронным источником, характеризуется количеством производимых и полезно используемых нейтронов. Для нейтронного источника определена специфика расчета годовых эксплуатационных капитальных затрат, а также годового количества полезно используемых нейтронов.

Отмечено, что при сравнительной экономической оценке нейтронных источников, изготовленных на основе различных радиоактивных материалов, большое значение имеет обеспечение условия их сопоставимости.

Показано, что мощность и срок службы нейтронного источника позволяют вывести показатель, характеризующий объем работы A_{cl} , который может быть выполнен с использованием источника в течение его срока службы. Он равен количеству полезно используемых нейтронов, производимых источником за время t_{cl} :

$$A_{cl} = 31,54 \cdot 10^6 K_{и} N_{и} \int_0^{t_{cl}} e^{-\lambda t} dt = \frac{31,54 \cdot 10^6 K_{и}}{\lambda} N_{и} (1 - e^{-\lambda t_{cl}}).$$

где $K_{и}$ – коэффициент использования нейтронного источника, определяемый как отношение количества полезно используемых нейтронов к общему количеству, произведенному источником, в течение его срока службы, доли ед.; $31,54 \cdot 10^6$ – количество секунд в календарном году, с/год.

Коэффициент использования источника зависит от двух основных факторов: во-первых, от характеристик источника, во-вторых, от режима его использования. Такое определение $K_{и}$ позволяет, кроме всего прочего, учесть различие в спектральных характеристиках нейтронного излучения сравниваемых источников. Разделив выражение на $t_{сл}$, получим среднегодовое количество нейтронов A , производимых источником:

$$A = (31,54 \cdot 10^6 K_{и} N_{и} / \lambda t_{сл}) [1 - \exp(-\lambda t_{сл})].$$

Затраты потребителя, использующего нейтронный источник, можно разделить на две части. Первая – расходы на приобретение источника K_1 , необходимого оборудования и приборов K_2 и транспортировку источника K_3 . Вторая – расходы, связанные с эксплуатацией измерительной установки.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ КАЛИФОРНИЯ ПО ДЛИНЕ СЕРДЕЧНИКОВ ЛИНЕЙНЫХ МЕДИЦИНСКИХ НЕЙТРОННЫХ ИСТОЧНИКОВ

В.В.Певцов, Д.Х.Сруров, А.Н.Филиппов, Ю.С.Попов

Препринт НИИАР, № 14(467),
Дмитровград, 1981.

Рассмотрена система дистанционного контроля распределения ^{252}Cf по длине сердечников медицинских нейтронных источников методом гамма-сканирования. Система состоит из малогабаритной установки гамма-сканирования, смонтированной в горячей камере, и аппаратуры, обеспечивающей автоматическое управление этой установкой. Представлено краткое описание работы системы, приведены основные параметры гамма-сканирующей установки, ее структурная схема.

Система управления установкой гамма-сканирования построена на основе пересчетного прибора ПСО2-2еМ и централизованного регистра-

тора-накопителя спектрометрических данных (ЦРН), разработанного на основе стойки МОЗУ БЭСМ-4М и имеющего вывод информации на устройства визуального и документального воспроизводства, а также канал связи с ЭВМ, работающей в системе коллективного пользования.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПЕРИОДА ПОЛУРАСПАДА $^{249}\text{Вк}$

В.Г.Полухов, Г.А.Тимофеев, Б.И.Леваков

Препринт НИИАР, № 28(436),
Дмитровград, 1980.

Приведены результаты определения периода полураспада $^{249}\text{Вк}$. Описаны методики идентификации и контроля радиохимической чистоты берклия, применявшиеся методы математической обработки результатов измерений.

Период полураспада $^{249}\text{Вк}$, рассчитанный по данным длительных измерений 30 радиометрических препаратов, составляет 329 ± 4 сут для 95%-ной доверительной вероятности.

В статье приведены таблицы:

1. Сводка данных по определению $T_{\beta_{249}}$.
2. Результаты определения $\lambda_{\beta_{249}}$ по 30 препаратам трех групп.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ НЕЙТРОННЫХ ИСТОЧНИКОВ ИЗ ^{252}Cf

Я.Н.Гордеев, В.И.Зинковский, В.И.Карасев,
Е.И.Карелин, Е.А.Крылов, Н.С.Курочкин, В.Н.Сюзев

Препринт НИИАР, № 10(418),
Дмитровград, 1980.

Описаны методы изготовления опытных партий нейтронных источников из ^{252}Cf . Для изготовления источников нейтронов общепромышленного назначения используется метод пропитки пористого материала (пеноалунда) раствором калифорния, для изготовления медицинских источников - метод электрохимического осаждения калифорния на платиновые катоды. Этими методами могут изготавливаться источники с выходом от 10^3 до 10^{11} нейтр./с.

Основной задачей, решаемой с применением источников нейтронов общепромышленного назначения, является в настоящее время поиск и разведка месторождений нефти и руд полиметаллов. Накопленный к настоящему времени опыт организации нейтронно-активационного анализа в полевых условиях с использованием источников на основе ^{252}Cf показывает, что применение источников с выходом 10^9 - 10^{10} нейтр./с позволяет резко увеличить производительность анализа (до 50 тыс. анализов в год на одну установку), существенно повысить чувствительность и точность определений при анализе руд на содержание металлов. Так, например, становится возможным экспрессное определение золота при содержании его до 0,3 г/т, серебра - 10 г/т при одновременном определении многих других сопутствующих элементов.

Медицинские источники нейтронов проходят клинические испытания в терапии злокачественных новообразований в НИИ медицинской радиологии, в Центральном институте усовершенствования врачей и др.

В статье даны таблицы:

1. Характеристика источников нейтронов общепромышленного назначения (ТУИ 292-75).

2. Технологические операции и контролируемые параметры источников нейтронов общепромышленного назначения.

3. Технологические операции и контроль изготовления медицинских нейтронных источников.

4. Влияние времени электролиза на полноту осаждения калифорния из водно-спиртового раствора.

5. Влияние катионов-примесей в водно-спиртовом растворе на электрохимическое осаждение калифорния.

РАБОТЫ ИНСТИТУТА ПО ПОЛУЧЕНИЮ ТРАНСПЛУТОНИЕВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

А.Г.Рыков, Е.А.Карелин, А.В.Клинов, В.М.Николаев,
Г.А.Тимофеев, Я.Н.Гордеев

Препринт НИИАР, № 11(464),
Димитровград, 1981.

Изложены основные принципы и технология накопления и выделения трансплутониевых элементов при использовании различных стартовых материалов. Показаны этапы проведения исследований и работ по проблеме получения ТПЭ и изготовления радионуклидных источников.

Отмечено, что созданная технологическая схема и оборудование позволяют успешно получать с высоким выходом и очисткой все транс-плутониевые элементы, включая калифорний. В статье приведена принципиальная схема выделения ТПЭ из облученных мишеней.

НЕКОТОРЫЕ ПРОБЛЕМЫ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

В.А.Цыканов, М.А.Демьянович, О.В.Скиба, Р.В.Никольский,
А.В.Серов, П.Т.Породнов, Г.И.Гаджиев

Препринт НИИАР, № 12(465),
Дмитровград, 1981.

Изложены некоторые проблемы, особенности организации замкнутого топливного цикла быстрых реакторов, основные итоги проводимых в НИИАРе работ по разработке технологии изготовления и испытанию в реакторе БОР-60 твэлов со смешанным виброуплотненным уран-плутониевым топливом, по исследованиям и технологическим проработкам процессов регенерации и грануляции топлива, по экспериментальной проверке показателей воспроизводства ядерного горючего в реакторе. Приведена информация о создаваемой в институте технической базе для проведения исследований отдельных элементов топливного цикла быстрых реакторов.

Отмечено, что цель работ, проводимых в настоящее время, - исследование процессов регенерации смешанного топлива в высокопроизводительных аппаратах, которые могут служить прототипами промышленного оборудования, создание и испытание таких аппаратов с полным дистанционным обслуживанием. Проводятся испытания образцов пламенного реактора фторирования, созданного совместно с ИАЭ им. И.В.Курчатова. Для фторирования двуокиси плутония и смешанного топлива разрабатываются аппараты нового типа, применение которых позволит достичь значительной очистки плутония от продуктов деления.

Применение высокоинтенсивных методов фторирования топлива позволит практически полностью выделять плутоний достаточной степени чистоты, а использование метода пирогидролитического процесса - получать конечный продукт газофторидного процесса в виде гранулированного топлива, пригодного для изготовления твэлов методом виброуплотнения.

В ближайшие годы в институте предусматривается расширение экспериментальной базы для исследования и разработки газофторидной технологии регенерации топлива. Вместе с модернизацией и развитием существующих стендов это позволит организовать необходимый для обработки технологии и оборудования комплекс регенерации уран-плутониевого топлива газофторидным методом.

Для реализации всех исследовательских программ, ресурсных реакторных испытаний виброуплотненных твэлов использовалось гранулированное топливо на основе двуокиси урана и плутония, полученное перекристаллизацией в солевых расплавленных системах на основе хлоридов щелочных металлов. На основе проделанных работ разработаны и созданы стенды, лабораторные укрупненные установки.

Проведенная за последние годы работа по совершенствованию процесса виброуплотнения твэлов со смешанным окисным топливом и разработка необходимого оборудования позволяют сделать заключение о целесообразности создания промышленных автоматизированных комплексов дистанционного изготовления твэлов и ТВС энергетических реакторов на быстрых нейтронах.

Таким образом, как существующие, так и создаваемые в институте установки и стенды по регенерации, грануляции топлива, а также рефабрикации твэлов и ТВС позволяют комплексно решать научные и инженерно-технические вопросы топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КАЛИФОРНИЕВЫХ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ АБСОРБИЦИОННОГО АНАЛИЗА АКСИАЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАРТОВОГО ПРОДУКТА МИШЕНЕЙ

В.И. Зинковский, В.П. Смирнов

Препринт НИИАР, № 46(499),
Димитровград, 1981.

Исследованы возможности метода нейтронно-абсорбционного анализа аксиального распределения стартового продукта мишеней с помощью калифорниевого источника нейтронов с потоком $1,5 \cdot 10^7$ нейтр./с. (4К). Описана экспериментальная установка для нейтронно-абсорбционного анализа. Проведена оценка воздействия элементов конструкции мишени на результаты измерений. Показано, что разностенность оболочки и

собственное излучение продукта плутониевых мишеней заметного вклада в погрешность не дают.

Результаты, полученные с помощью пропускания нейтронов, сравниваются с данными химического анализа, пропускания γ -квантов и регистрации собственного электромагнитного излучения плутония. Результаты измерения аксиального распределения продукта в образце подтверждаются данными химического анализа и регистрации собственного электромагнитного излучения плутония с точностью 3%. Показано, что метод пропускания γ -квантов не дает надежных результатов по распределению концентрации продукта из-за значительного влияния элементов конструкции мишени.

Приведено измеренное распределение плутония в эталонном образце.

ТРЕКОВЫЕ ДЕТЕКТИРУЮЩИЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ РАДИОГРАФИИ

В.И.Смирнов, Е.П.Клочков

Препринт НИИАР, № 54(50'7),
Дмитровград, 1981.

Исследованы оптические свойства трековых детекторов на основе нитрата целлюлозы и лавсана для регистрации α -частиц и осколков деления. Контрастность лавсановых детекторов ($K=1,2$) при концентрации треков $\Phi=10^7$ трек/см² в 2,4 раза выше контрастности детекторов из нитрата целлюлозы ($K=0,50$). Показана возможность определения концентрации треков с помощью фотографических кривых или аналитического выражения. Получено аналитическое выражение, позволяющее рассчитать контрастность детектора по его максимальной оптической плотности. Зависимость имеет пологий участок, начинающийся с $(6-8) \cdot 10^6$ трек/см². Детекторы из нитрата целлюлозы позволяют получить максимальную контрастность при регистрации α -частиц, детекторы из лавсана при регистрации осколков деления.

Измерена эффективность регистрации осколков деления лавсаном $\epsilon = (1,7 \pm 0,3) \cdot 10^{-3}$ г/см², а также нитратом целлюлозы α -частиц, полученных в результате распада ^{239}Pu ; $\alpha \text{Pu} = (3,8 \pm 0,4) \cdot 10^{-4}$ г/см², и по (n, α) -реакции на ^{10}B ; $\alpha^{\text{B}} = (3,9 \pm 0,7) \cdot 10^{-5}$ г/см² при использовании толстых конверторов. Показано, что использование детекторов из лавсана с фольгой из ^{235}U позволяет получить оптическую плотность и контрастность изображения выше, чем конвертора из ^{10}B с пленкой нитрата целлюлозы.

Рекомендовано использовать детектирующую систему на основе лавсанового детектора в контакте с конвертом из ^{235}U в установках нейтронной радиографии на слабых нейтронных пучках.

ИНЖЕНЕРНЫЕ ВОПРОСЫ СОЗДАНИЯ ИСТОЧНИКОВ ТЕПЛА НА ОСНОВЕ ^{238}Pu

В.И.Зинковский, Е.А.Крылов, Г.В.Мирошниченко, Н.А.Костыченко

Препринт НИИАР, № 45(498),
Дмитровград, 1981.

Отмечено, что создание источников тепла на основе ^{238}Pu требует решения ряда вопросов, в том числе вопросов разработки технологических линий, оснащенных специальным оборудованием. Приведено описание такой линии, предназначенной для сборки радионуклидных источников тепла (РИТ), состоящей из четырех герметичных боксов, оснащенных перчаточными люками и соединенных друг с другом шлюзами. Боксы оборудованы вакуумной станцией и системой подачи инертных газов, что позволяет проводить технологические операции в контролируемой атмосфере. Внутрибоксовое оборудование линии состоит из отрезного станка, установок для абразивной обработки поверхности, сварочной, электроплазменной, работающей в режиме нанесения плазменных покрытий, и комплекса контрольно-измерительной аппаратуры, включающей гелиевый течеискатель. Приведено описание типовой технологической схемы сборки РИТ.

Таким образом, создано экспериментальное оборудование, предназначенное для отработки технологических процессов и сборки опытных радионуклидных источников тепла на основе ^{238}Pu .

Опыт, полученный при эксплуатации технологического оборудования, может быть полезен при разработке автоматизированных технологических линий по изготовлению РИТ для радионуклидных генераторов энергии.

МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЯ ВРЕМЕНИ ЖИЗНИ НЕЙТРОНА ПРИ ПОМОЩИ ХРАНЕНИЯ
УЛЬТРАХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ В СОСУДЕ С ИЗМЕНЯЕМОЙ ПЛОЩАДЬЮ
ПОВЕРХНОСТИ

Ю.Ю.Косвинцев, Ю.А.Кушнир, В.И.Морозов, Г.И.Терехов

Препринт НИИАР, № 49(502),
Дмитровград, 1981.

Описана теоретически и экспериментально обоснованная принципиально новая методика измерения времени жизни свободного нейтрона, использующая свойство ультрахолодных нейтронов (УХН) накапливаться и храниться в замкнутых алюминиевых ловушках и учитывающая их поглощение во время хранения. Разработана и создана экспериментальная установка, позволяющая произвести реальные измерения по предложенной методике. Найден эффективный способ очистки поверхности алюминиевого сосуда хранения, снижающий потери УХН до уровня (по порядку величины), близкого к минимально возможному. Для учета потерь УХН при ударах о стенки сосуда экспериментально исследовалась зависимость полной вероятности потерь УХН от числа соударений в единицу времени, после чего найденная зависимость экстраполировалась к частоте ударов, равной нулю. Вариация числа соударений производилась изменением площади поверхности сосуда хранения.

Проведено предварительное измерение времени жизни нейтрона по предложенной методике с погрешностью $\pm 10\%$; показано, что методика дает стабильные результаты. Проанализированы методические ошибки измерения и установлено, что они связаны главным образом с наличием потерь УХН в процессе хранения. При достигнутой степени очистки поверхности принципиально возможно измерение времени жизни нейтрона с погрешностью до $\pm 3\%$. В дальнейшем уменьшении потерь можно снизить погрешность измерения до $\pm 1\%$. Полученное в предварительных измерениях время жизни нейтрона составило (875 ± 95) с.

АНАЛИЗ РЕЗОНАНСНЫХ ПАРАМЕТРОВ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ

Т.С.Беланова, А.Г.Колесов

Препринт НИИАР, № 42(495),
Дмитровград, 1981.

Дан анализ работ по измерению полных нейтронных и парциальных сечений в резонансной области энергий для двух изотопов америция и семи изотопов юрия, приведены таблицы.

Рассчитаны статистические параметры: среднее расстояние между уровнями, значения средних парциальных ширин, силовые функции для ^{241}Am , ^{243}Am , ^{242}Cm - ^{248}Cm , а также проанализированы некоторые закономерности их поведения.

Средние радиационные ширины для $^{242}, ^{244}, ^{246}, ^{248}\text{Cm}$ подтверждают теоретическое утверждение о том, что у четных изотопов юрия значение $\langle \Gamma_j \rangle$ уменьшается с увеличением массы ядра.

Выявлено, что для $^{242}, ^{243}, ^{247}, ^{248}\text{Cm}$ имеющиеся экспериментальные данные (и по числу уровней, и по качеству измерения их параметров) еще не являются настолько надежными, чтобы можно было их использовать для проведения статистического анализа и вычисления величин средних параметров. Необходимы дальнейшие измерения как полных, так и парциальных нейтронных сечений для изотопов юрия в широком диапазоне энергий на практически одноизотопных образцах высокой химической чистоты.

В статье приведены таблицы:

1. Виды взаимодействия нейтронов с изотопами америция, юрия.
2. Средние характеристики изотопов америция, юрия,

Приведены графики:

1. Распределение расстояний между наблюдаемыми уровнями для ядер $^{241}\text{Am}(a)$ и $^{243}\text{Am}(b)$; для ^{245}Cm .
2. Зависимость распределения числа наблюдаемых уровней от энергии нейтронов для ^{247}Cm .
3. Интегральное распределение приведенных нейтронных ширин ^{248}Cm .

УСТАНОВКА ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ МОНОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПУЧКОВ УЛЬТРАХОЛОДНЫХ И ОЧЕНЬ ХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ

Ю.Ю.Косвинцев, Ю.А.Кушнир, В.И.Морозов

Препринт НИИАР, № 4(412),
Дмитровград, 1980

Описана установка, предназначенная для формирования моноэнергетических нейтронных пучков в диапазоне энергий $2 \cdot 10^{-8} - 7 \cdot 10^{-7}$ эВ. Установка состоит из транспортного нейтронновода для извлечения ультрахолодных нейтронов (УХН) из реактора СМ-2 и ускорительного гравитационного канала, в котором УХН ускоряются полем тяжести до нужной энергии. Приведены параметры установки: плотность выведенного потока при использовании нейтронновода в накопительном режиме

составляет 56 нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, интенсивность моноэнергетических пучков - 0,1, 0,5 и 1 нейтр./с при абсолютном размытии пучков по энергии соответственно 10^{-8} , $3 \cdot 10^{-8}$ и $4 \cdot 10^{-8}$ эВ.

Моноэнергетические пучки очень холодных и ультрахолодных нейтронов нужны для исследования процессов взаимодействия нейтронов сверхмалых энергий с веществом. Особенно интересным, но и наиболее трудным представляется получение таких пучков в диапазоне энергий 10^{-8} - 10^{-6} эВ. Наличие их открывает возможность детального исследования хода полных сечений и сечений неупругого рассеяния при скорости нейтронов $v \rightarrow 0$, определения амплитуд когерентного рассеяния, исследования квантомеханических эффектов при прохождении нейтронов через тонкие пленки. Большой интерес представляет исследование процесса упругого рассеяния нейтронов на неоднородностях плотности вещества, результаты которого могут оказаться полезными для анализа структурных нарушений в твердых телах, диагностики сплавов и магнитных структур. Изучение индикатрис рассеяния нейтронов, упруго отраженных от поверхности твердых и жидких тел, может дать информацию о микроструктуре поверхности с характерным размером шероховатости $\sim 10^{-5}$ - 10^{-4} см.

МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКАЯ МЕТОДИКА ИЗМЕРЕНИЯ СПЕКТРАЛЬНЫХ ИНДЕКСОВ ДЛЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

В.Я.Габескирия, В.С.Прокопенко, В.М.Прокопьев,
В.В.Тихомиров, А.П.Четвериков

Препринт НИИАР, № 32(440),
Дмитровград, 1980.

Показано, что при облучении в активной зоне реактора мишеней, содержащих миллиграммовые количества ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu , масс-спектрометрическим методом определено накопление тяжелых и осколочных нуклидов в них. По результатам этих измерений рассчитаны спектральные индексы $6^5/6^5_f$, $6^9/6^9_f$, $6^9/6^5_f$, $6^8/6^5_f$, $6^8/6^5_f$, значения которых получены равными $0,197 \pm 0,009$; $0,104 \pm 0,005$; $1,28 \pm 0,06$; $0,079 \pm 0,007$ и $0,111 \pm 0,004$ соответственно.

В итоге проведенных экспериментов разработаны и испытаны методики:

- определения глубины выгорания топлива быстрого реактора по

продуктам деления с использованием масс-спектрометрического метода изотопного разбавления;

- измерения отношений $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ и $^{236}\text{U}/^{235}\text{U}$ при малых содержаниях ^{240}Pu и ^{236}U с точностью 2%;

- определения величины α ^{235}U и ^{239}Pu с точностью не менее 5%;

- определения спектральных индексов по результатам анализа совместно облученных мишеней ^{235}U , ^{238}U и ^{239}Pu .

Измерена величина α ^{235}U , ^{239}Pu и спектральных индексов $\sigma_c^{-8}/\sigma_f^{-5}$, $\sigma_f^{-9}/\sigma_f^{-5}$, $\sigma_f^{-8}/\sigma_f^{-5}$ в третьем ряду активной зоны реактора БОР-60. Полученные результаты хорошо согласуются с данными гамма-спектрометрического анализа и результатами расчетов. Экспериментально измеренные значения α ^{239}Pu и ^{239}U несколько превышают расчетные, хотя расхождения существенно не выходят за пределы ошибок.

На основе анализа составляющих погрешностей в определении спектральных индексов сделаны следующие выводы:

1. Для повышения точности измерения величины α ^{239}Pu и ^{235}U необходимо, во-первых, в качестве мишеней использовать уран и плутоний с обогащением не менее 99,9% и, во-вторых, разработать методику определения отношений $^{236}\text{U}/^{235}\text{U}$ и $^{240}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ с относительным стандартным отклонением не более 1% при доверительной вероятности 0,95.

2. Для повышения точности определения спектральных индексов $\sigma_c^{-8}/\sigma_f^{-5}$, $\sigma_f^{-8}/\sigma_f^{-5}$, $\sigma_f^{-9}/\sigma_f^{-5}$ необходимо прежде всего повысить точность опорных констант, в особенности значений выходов продуктов деления ^{238}U .

РАЗРАБОТКА РЕЖИМОВ НАКОПЛЕНИЯ ^{249}Bk И НЕКОТОРЫЕ ПУТИ ЕГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ

А. В. Клинов, Ю. Г. Топоров, А. В. Мамелин

Препринт НИИАР, № 50(503),
Дмитровград, 1981

Описаны особенности процесса накопления ^{249}Bk и представлены экспериментальные данные по выходу этого нуклида в различных нейтронных спектрах.

На основе анализа особенностей процесса накопления ^{249}Bk сделан вывод о целесообразности наработки этого нуклида в жестких нейтронных спектрах. Результаты экспериментов по облучению тяжелых изотопов урания в устройствах высокопоточного исследовательского реактора СМ-2 показывают, что наибольший выход ^{249}Bk обеспечивается при облучении в топливной сборке мишени, снабженной кадмиевым экраном. Относительный выход нуклида в этом случае примерно в 150 раз выше, чем при облучении в спектре нейтронной ловушки реактора СМ-2.

Продемонстрированы практические приложения, вытекающие из возможности увеличения накопления ^{249}Bk . Предложен и обоснован режим ступенчатого изменения характеристик нейтронного поля, позволяющий увеличить эффективность процесса накопления ^{252}Cf . Показано, что кратковременным облучением ^{249}Bk можно получить образцы ^{250}Cf , доля ядер которого в смеси ядер изотопов калифорния составляет 60-90%. При этом выход ^{250}Cf существенно зависит от времени облучения и достигает своего максимального значения примерно через 3 сут. Выяснено, что облучением ^{250}Cf в мишени с кадмиевым экраном в течение ~ 10 сут можно получить образцы калифорния, доля ядер ^{251}Cf в которых составит 40%. Образцы ^{250}Cf и ^{251}Cf с такими характеристиками могут быть использованы для измерения полных сечений методом пропускания. Приведены результаты расчетного исследования по получению образцов ^{250}Cf и ^{251}Cf , пригодных для проведения ядерно-физических измерений.

УНИВЕРСАЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ТЕПЛОПРОВОДНОСТИ РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДО ОБЛУЧЕНИЯ, В ПРОЦЕССЕ И ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ

В.А.Цыканов, Б.В.Самсонов, В.М.Махин

Препринт НИИАР, № 44(452),
Дмитровград, 1980.

Описана методика до-, внутри- и послереакторных измерений коэффициента теплопроводности материалов и конструкция устройства, применяемого для этих целей.

Приведены результаты разработки методики измерений теплопроводности реакторных материалов в условиях внутриреакторного эксперимента методом плоского неограниченного слоя в интервале температур

300–900 К. Рассчитаны погрешности измерений, которые составили для абсолютных значений теплопроводности 7%, для относительных < 4%. Описана конструкция применяемого устройства. Работоспособность методики и устройства проверена в лабораторных и внутриреакторных условиях и подтверждена результатами измерений.

Внутриреакторные исследования теплофизических свойств материалов нацелены на получение данных для расчетов оптимальных режимов эксплуатации различных узлов ядерных энергетических установок. Наряду с этим такие исследования позволяют получить информацию о происходящих в процессе облучения структурных изменениях в материале, значение которых необходимо как для выбора радиационно-стойких материалов, так и для прогнозирования изменения теплопроводности в различных условиях облучения.

АНАЛИЗ МАТРИЦЫ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НЕЙТРОНОВ С ЯДРАМИ РЕАКТОРНОЙ ЗОНЫ И РЕШЕНИЕ ПОЛНОЙ ПРОБЛЕМЫ ЕЕ СОБСТВЕННЫХ ЧИСЕЛ

И. Ф. Поливанов

Препринт НИИАР, № 52(505),
Дмитровград, 1981

Изложен новый метод решения полной проблемы собственных чисел для квадратных матриц специального вида, встречающихся в реакторной физике при решении уравнения переноса нейтронов в P_1 -приближении. Метод разработан на основе анализа свойств разложения нижней треугольной матрицы.

Получена новая форма записи векового уравнения. Точность вычисления коэффициентов этого уравнения для матриц большого порядка значительно превосходит точность вычисления коэффициентов векового уравнения классической формы. Именно форма записи векового уравнения позволила предложить алгоритм нахождения собственных чисел, легко реализуемый на ЭВМ и обладающий повышенной точностью. Собственные векторы всегда просто выражаются через известные компоненты матриц \hat{L} , \hat{a} и $\nu \hat{\Sigma}_f$. Таким образом, предлагаемый метод решения полной проблемы собственных чисел снимает один из главных, принципиальных пороков аналитических методов решения многогруппового уравнения переноса нейтронов в P_1 -приближении.

Независимость коэффициентов векового уравнения от параметра K_0 , а также определение собственных векторов через независимые от K_0

составляющие (\hat{W} , $\vec{\alpha}$, $\vec{\beta}$ и \hat{C}) позволяют существенно сократить затраты машинного времени при варьировании параметра K_0 . В частности, в качестве первого приближения собственных чисел для заданного значения $K_0^{(p)}$ можно использовать собственные значения, найденные для $K_0^{(p-1)}$.

Приведен пример расчета собственных чисел и векторов для матрицы взаимодействия K четвертого порядка.

ПРОГРАММИРУЕМЫЙ АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТР ДЛЯ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В.В.Певцов, Н.И.Пушкарский, Ю.В.Ефремов,
В.Д.Логинов, В.И.Шпилов, Ю.П.Анохин

Препринт НИИАР, № 41(449),
Дмитровград, 1980

Рассмотрена структурная схема программируемого альфа-спектрометра, разработанного на основе погружного спектрометрического поверхностно-барьерного детектора и микро-ЭВМ 15ВСМ-5. Исследованы возможности применения спектрометра для изучения поведения Δm (III) и Cm (III) на ионообменной смоле АНКФ-6 и Δm (У) и Cm (Ш) на фосфате циркония. Приведены результаты по определению коэффициентов распределения Δm и Cm на ионообменной смоле и изменению их активностей в зависимости от pH-раствора при их сорбции на фосфате циркония. Представленные данные свидетельствуют о перспективности применения описанного спектрометра в системах дистанционного экспрессного контроля за распределением α -радиоактивных элементов в различных радиохимических процессах.

Приведены структурная схема и алгоритм работы альфа-спектрометра.

КОМПЛЕКС ПРОГРАММ НФ-6 ДЛЯ РАСЧЕТА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ НА ЭВМ БЭСМ-6. БИБЛИОТЕКА МОДУЛЕЙ

Ю.В.Марков, О.П.Чухлова, В.В.Утина, А.И.Башмачников,
С.А.Бикинеева, Э.В.Задворных, Л.А.Федосеева

Препринт НИИАР, № 57(510),
Дмитровград, 1981

Описана библиотека модулей комплекса программ НФ-6 для ЭВМ БЭСМ-6. Установлено, что комплекс программ позволяет проводить

расчеты нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов в различных одномерных и двумерных геометриях в многогрупповом диффузионном и в более точных приближениях. Комплекс может быть использован для реакторов разных типов. Расчет быстрых реакторов полностью автоматизирован, включая подготовку сечений. Состав библиотеки модулей позволяет проводить вариантыные расчеты, связанные с планированием перегрузки топлива и с текущей эксплуатацией реактора, в соответствии с каждым циклом его работы, а также расчеты физических характеристик проектируемых реакторов.

Библиотека модулей организована по принципу общей библиотеки мониторинной системы ДУБНА. Объем библиотеки в настоящее время составляет 125 тыс. кодов. В библиотеку входят: вычислительные модули; служебные процедуры; управляющие процедуры; стандартные подпрограммы общего назначения.

При разработке вычислительных модулей был использован опыт разработки системы ФИХАР для ЭВМ-220. В ряде модулей использованы методы и алгоритмы, реализованные ранее в модулях системы ФИХАР. Вычислительный модуль представляет собой программу для расчета одной или нескольких физических характеристик ядерного реактора. Оформляется модуль в виде процедуры на языке АЛГОЛ ГДР (отдельные модули написаны на языке ФОРТРАН). В библиотеку включены модули расчета: макроскопических и микроскопических сечений; нейтронных полей; линейных и дробно-линейных функционалов потока нейтронов и изменения нуклидного состава; эффектов реактивности и параметров кинетики; коэффициентов чувствительности. Библиотека модулей в дальнейшем будет пополняться.

СИСТЕМА ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ОБРАБОТКИ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ В НИИАРе

А. Д. Рабинович

Препринт НИИАР, № 24(383),
Дмитровград, 1979

Рассмотрены принципы построения системы программного обеспечения для обработки спектрометрической информации. Приведена обобщенная структурная схема такой системы, описаны некоторые алгоритмы обработки γ - и α -спектров, а также алгоритмы, связанные с организацией измерений и оформлением результатов обработки.

Применение структурного подхода позволяет при решении конкретной задачи выделить наиболее критический участок алгоритма и сосредоточить основные усилия на его решении. Одновременно появляется возможность более разумно подходить к выбору алгоритма на каждой стадии обработки.

Дальнейшее направление работ связано с разработкой "сквозных" алгоритмов, совершенствованием алгоритмов обработки на отдельных стадиях, расширением области исследований с использованием спектрометрических методов.

В статье приведена структура программного обеспечения обработки спектрометрической информации.

68 коп.

Ядерно-физические исследования в СССР. Вып. 29,
1982, 1—76.