

621.039.5

В74

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР  
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

3

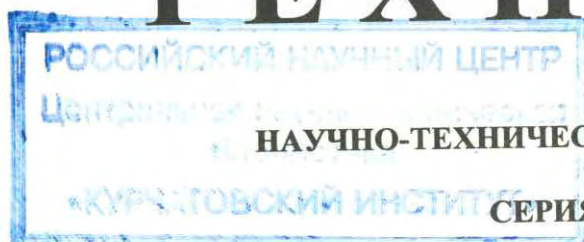
2009

Б21.039.5  
В74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

39617 пер  
71962



НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

**ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 3

**ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЕТА  
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

МОСКВА – 2009

Сборники "Вопросы атомной науки и техники" (ВАНТ) включены в Перечень ведущих изданий Высшей аттестационной комиссии (ВАК).  
Подписной индекс 66675 в каталоге "Издания органов научно-технической информации" ОАО Агентство "Роспечать".  
Выпуски "Физика и методы расчета ядерных реакторов" подготавливаются Российским научным центром "Курчатовский институт" и ранее выходили в составе серии "Физика и техника ядерных реакторов". Данный выпуск сороковой.

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

**Редакционная коллегия серии :**

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),  
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов,  
А.Е. Крошилин, В.В. Пчелин, Е.А. Старостина (отв. секретарь)

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

- математические проблемы теории переноса и теории реакторов;
- теория и методы расчета ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- проблемы обеспечения расчетных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;
- расчетные исследования по физике ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов и в перечисленных смежных областях;
- общие проблемы ядерной энергетики.

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

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

- mathematical problems of transport and nuclear reactor theory;
- theory and calculational methods for nuclear reactors, fusion reactor blankets, radiation shielding and radiation transport;
- codes for calculational and experimental investigations; descriptions and abstracts of codes, code complexes and systems;
- calculational analysis of reactor, blanket and shielding performances and radiation transport; calculational analysis of some nuclear energy development aspects;
- experimental methods and experimental analysis in field of nuclear reactor physics and other above mentioned items;
- general problems of nuclear power.

## Современная система контроля эксплуатации ядерного топлива на реакторах типа ВВЭР, ее верификация и валидация на Калининской АЭС

*А.Е. Калинушкин, В.И. Митин, Ю.М. Семченков, Н.В. Мильто, В.А. Мильто, А.И. Ковель,*  
РНИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 26.01.2009 г.

Представлено описание современной системы внутриреакторного контроля (СВРК-М) эксплуатации ядерного топлива на реакторах типа ВВЭР, приведены результаты ее верификации и валидации на Калининской АЭС.

*Ключевые слова:* система внутриреакторного контроля, ядерное топливо, программное обеспечение, верификация, валидация.

**Modern System of Nuclear Fuel Operation Monitoring on VVER Reactors, Result of it's Verification and Validation on Kalinin NPP.** *A.E. Kalinushkin, V.I. Mitin, Yu.M. Semchenkov, N.V. Mil'to, V.A. Mil'to, A.I. Kovel'. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.* It is presented description of the modern in-core monitoring system of nuclear fuel operation on VVER reactors, result of it's verification and validation on Kalinin NPP.

*Key words:* In-Core Monitoring System, Nuclear Fuel, Software, Verification, Validation.

### Введение

В современных условиях для обеспечения безопасности эксплуатации энергоблоков АЭС необходимо наличие точной и оперативной информации об эксплуатации ядерного топлива. Основным источником такой информации на АЭС с ВВЭР служит СВРК.

Главная задача СВРК – оперативный контроль распределения поля энерговыделения и его функционалов в процессе эксплуатации энергоблока. Важной особенностью СВРК применительно к контролю ядерного топлива должна быть независимость используемых методов и программ от кодов, применяемых при расчетах топливных загрузок, во избежание ошибки по общей причине.

В настоящее время создана и внедряется на АЭС с ВВЭР современная СВРК-М, выполняющая информационные, защитные и диагностические функции с высокой точностью, надежностью и быстродействием (подтверждено опытом ее эксплуатации на пяти энергоблоках с ВВЭР-1000), обеспечивая реальное повышение качества, надежности и безопасности эксплуатации ядерного топлива и энергоблоков АЭС.

### 1. Краткое описание СВРК-М

Структурно СВРК-М представляет собой трехуровневую систему [1]:

- уровень связи с объектом (датчики);
- нижний уровень (ПТК НУ с использованием измерительной аппаратуры СВРК-М);
- верхний уровень (ПТК ВУ с применением вычислительных средств и средств отображения информации).

Структурная схема СВРК-М приведена на рисунке (*первая страница цветной вкладки*).

Для контроля тепловой мощности и распределения поля энерговыделения в активной зоне используются сигналы следующих датчиков:

- 448(7×64) родиевых ДПЗ;
- 95 термоэлектрических преобразователей (ТП) градуировки ХА (тип К);
- 16 ТП и 8 термометров сопротивления на петлях I контура;
- датчики положения ОР СУЗ, концентрации борной кислоты, давления, расхода теплоносителя и т.д.

Аппаратура СВРК-М ("Гиндукуш-М") [2] является результатом технических решений, проверенных большим опытом эксплуатации в составе СВРК на АЭС с ВВЭР,

и рекомендована межведомственной комиссией для применения на АЭС. Аппаратура удовлетворяет требованиям стандартов РФ, норм и рекомендаций МЭК и МАГАТЭ относительно систем безопасности.

Аппаратура "Гиндукуш-М" представляет собой программируемый контроллер, работающий под управлением собственной программы функционирования. В аппаратуре использован принцип программно-управляемой магистрально-модульной структуры. Аппаратура реализована по принципу "master-slave" и состоит из двух блоков управления ("master"), каждый из которых обеспечивает управление отдельной магистралью, блоков коммуникации и блоков связи с объектом ("slave"), имеющих интерфейс с дублированной магистралью.

Программа функционирования аппаратуры СВРК-М осуществляет обработку сигналов датчиков, рассчитывает линейную мощность максимально нагруженного твэла и запас до кризиса теплообмена в каждой ТВС в семи слоях по высоте активной зоны, сравнивает с допускаемыми уставками и при их достижении формирует сигнал защиты в СУЗ, а также обеспечивает передачу измерительной и диагностической информации на верхний уровень СВРК-М, реализованный на современных промышленных вычислительных комплексах, функционирующих под управлением операционной системы типа Юникс.

Особенности технической платформы этих вычислительных комплексов обеспечивают:

а) возможность создания современных и перспективных решений на базе широко используемых стандартов (стандарты для прикладного ПО – POSIX I, 1.в, 1.с и другие, операционная система семейства Юникс, процессор Intel и другие) за счет применения архитектуры открытых систем;

б) надежность, ремонтпригодность и возможность реализации широкого спектра решений по компоновке за счет использования наиболее технологичных промышленных конструктивов, обладающих следующими особенностями:

– стандартные размеры удовлетворяют механическим стандартам ANSI/EIA RS-310D);

– стойкость к ударам и вибрациям;

– стандартное шасси, доступное от многих поставщиков;

– стандартные интерфейсы и шины ввода /вывода;

– модульное исполнение технических средств;

– возможность горячей замены блоков питания и накопителей информации;

в) высокую производительность за счет применения процессорных модулей на базе процессоров Intel 64-битной архитектуры.

Наиболее наукоемкой частью СВРК-М служит прикладное программное обеспечение (ППО) верхнего уровня СВРК-М (ППО "Хортица-М") [3]. ППО предназначено для обработки информации, поступающей от аппаратуры СВРК-М, расчета тепловой мощности реактора, восстановления поля энерговыделения и его функционалов в активной зоне, выявления наиболее энергонапряженных твэлов, сигнализации о превышении внутриреакторными параметрами эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации и т.д.

Алгоритм восстановления поля энерговыделения в объеме активной зоны основан на математической модели, включающей в себя уравнение связи результатов измерений с искомым полем, а также уравнение диффузии нейтронов. Для решения уравнения диффузии и определения параметров в нейтронно-физической модели используется итерационная схема. Для уменьшения расхождения между нейтронно-физической моделью и показаниями датчиков проводится адаптация материального параметра и сечения деления на основании результатов измерений. Данный алгоритм успешно применяется для АЭС с ВВЭР-1000.

Большой объем испытаний, проведенных на III блоке Калининской АЭС, I и II блоках АЭС "Тяньвань", V и VI блоках АЭС "Козлодуй", II блоке Балаковской АЭС, показал, что СВРК-М обладает высокими надежностными, временными и точностными характеристиками.

## 2. Верификация и валидация контроля эксплуатации ядерного топлива на Калининской АЭС

Для подтверждения правильности работы СВРК-М при контроле ядерного топлива на Калининской АЭС проведен сравнительный анализ относительных мощностей ТВС. Рассматривались топливные загрузки, в которых эксплуатировались различные модификации ТВС типа ТВСА. Для сопоставительного анализа применялись экспериментальные данные ВМПО "Хортица" (СВРК предыдущего поколения), ППО "Хортица-М" и расчетные данные, полученные с использованием программного комплекса КАСКАД [4] на базе библиотек малогрупповых констант, подготовленных с помощью программы ТВС-М [5].

Отличительной особенностью модернизации СВРК на первой очереди Калининской АЭС является организация параллельной работы ВМПО "Хортица" и ППО "Хортица-М", выявляя недоработки в каждом из них. Однако к сравнению результатов их работы необходимо подходить аккуратно. Например, ВМПО "Хортица" не может корректно работать с ТВС большого выгорания (эксплуатация 5 и более лет). В связи с этим производится периодическая коррекция выгорания в ВМПО "Хортица" (в сторону уменьшения), что приводит к дополнительным погрешностям определения мощности ТВС. Эта погрешность может достигать 5 % в откорректированных ТВС и соответственно ведет к увеличению погрешности в других ТВС.

Для проведения анализа подготовлены архивные данные: сорт топлива каждой ТВСА, время эксплуатации и выгорание ТВСА на момент начала и в процессе кампании, эффективное время работы реактора, его мощность, концентрация борной кислоты, данные термоконтроля, положение ОР СУЗ, а также данные ВМПО "Хортица" и ППО "Хортица-М" по относительной мощности ТВСА ( $K_q$ ).

Первоначально произведена оценка графика нагрузки реактора. Для сопоставительного анализа мощностей ТВС выбраны срезы данных, соответствующие стадио-

нарному режиму работы реактора. При помощи программного комплекса КАСКАД проведены расчеты по программам БИПР-7А и ПЕРМАК-А с определением  $K_q$ .

При проведении сопоставления мощностей ТВС выполнялся анализ значений, полученных в ВМПО "Хортица" ( $K_qX$ ), в ППО "Хортица-М" ( $K_qXM$ ) и рассчитанных по программам БИПР-7А ( $K_qB$ ) и ПЕРМАК-А ( $K_qП$ ). Исследовалась зависимость отличия указанных значений от сорта топлива, времени его эксплуатации, глубины выгорания топлива. В табл. 1 приведено описание сортов топлива, используемых в рассматриваемых топливных загрузках.

В табл. 2...4 представлены статистические оценки сопоставления относительных мощностей ТВС по расчетным и экспериментальным данным с учетом разбиения ТВС на группы для различных загрузок. Каждая группа ТВС определялась сортом ТВС и временем ее эксплуатации.

В качестве дополнительной информации в табл. 2 приведены: среднее начальное обогащение ТВС, среднее выгорание в группе на начало топливной кампании и средняя относительная мощность ТВС ( $Cr(K_qB)$ ) в выбранной группе; также указываются общее количество ТВС в группе и количество ТВС с внутриреакторными датчиками среди них. При анализе полученных результатов не выявлено строгой зависимости отклонений значений относительных мощностей ТВС, полученных различными способами, от сорта топлива и времени его эксплуатации. При этом отклонения находятся в пределах допустимых погрешностей, определяемых паспортом для расчетных программ и ГОСТ-26635 для СВРК.

Сопоставительный анализ экспериментальных данных ВМПО "Хортица", ППО "Хортица-М" и расчетных данных, полученных с использованием программ БИПР-7А и ПЕРМАК-А, показал, что ВМПО "Хортица" и ППО "Хортица-М" восстанавливают относительное энерговыделение ТВС с уран-гадолиниевым топливом с заявленной точностью по сравнению с расчетными данными.

Таблица 1. Описание сортов топлива

Тип	ТУ	ТВЭЛЫ 1		ТВЭЛЫ 2		ТВЭЛЫ 3		ТВЭГИ			Среднее обогащение, %	Количество дистанционирующих решеток, шт	Высота топливного столба, мм
		Количество, шт	Обогащение, %	Количество, шт	Обогащение, %	Количество, шт	Обогащение, %	Количество, шт	Обогащение, %	Gd, %			
390GO	498.04.000-13	240	4,00	66	3,60			6	3,30	5,00	3,90	15	3 530
398GO	498.04.000-18	306	4,00					6	3,30	5,00	3,98	15	3 530
399A9	498.04.000-30	303	4,00					9	3,30	5,00	3,99	15	3 530
438A9	498.04.000-31	303	4,40					9	3,60	5,00	4,38	8	3 530
438M9	498.08.000-02	303	4,40					9	3,60	5,00	4,38	8	3 530
439GT	498.04.000-17	306	4,40					6	3,60	5,00	4,39	15	3 530
439GT	498.08.000	306	4,40					6	3,60	5,00	4,39	8	3 530
439GT	498.07.000	306	4,40					6	3,60	5,00	4,39	15	3 680
481EN	498.05.000-02	240	4,95	48	4,40	18	4,40	6	3,60	5,00	4,81	15	3 530
481ES	498.05.000-03	240	4,95	48	4,40	18	4,40	6	3,60	5,00	4,81	15	3 530
481TM	498.05.000	240	4,95	66	4,40			6	3,60	5,00	4,81	15	3 530
481TN*	498.05.000-01	240	4,95	66	4,40			6	3,60	5,00	4,81	15	3 530
481TN*	498.08.000-01	240	4,95	66	4,40			6	3,60	5,00	4,81	8	3 530
M47E9	498.08.000-03	303	4,70					9	3,60	5,00	4,67	8	3 530
458R6	498.04.000-28	306	4,595					6	3,60	5,00	4,58	15	3 530
418R6	498.04.000-27	306	4,195					6	3,30	5,00	4,18	15	3 530
417R9	498.04.000-29	303	4,195					9	3,30	5,00	4,17	15	3 530

\*Сорта топлива идентичны, но различаются их технические условия.

Таблица 2. Статистическая оценка сопоставления относительных мощностей ТВС по расчетным и экспериментальным данным с учетом разбиения ТВС на группы 22-й топливной загрузки I энергоблока Калининской АЭС

Сорт топлива	Количество кампаний	Среднее обогащение, %	Среднее выгорание, МВт·сут/кгU	Среднее К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дБ</sub> -К <sub>дП</sub>	*СКО К <sub>дБ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дБ</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХ</sub> -К <sub>дБ</sub>	СКО К <sub>дХ</sub> -К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дХ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дХ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дХ</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дХ</sub>	Число ТВС с датчиками	Всего ТВС
481TN	1	4,81	0	1,20	0,00	0,01	-0,04	0,03	-0,04	0,02	0,00	0,05	0,00	0,06	-0,04	0,07	1	18
M47E9	1	4,67	0	1,01	-0,03	0,02	0,00	0,02	-0,03	0,03	-0,01	0,03	-0,04	0,03	0,00	0,04	1	6
438M9	1	4,38	0	1,24	0,00	0,01	0,03	0,03	0,03	0,02	0,00	0,03	0,00	0,02	0,03	0,02	18	18
481EN	2	4,81	12	1,22	0,01	0,01	0,01	0,00	0,02	0,00	-0,02	0,01	-0,01	0,00	0,03	0,01	1	1
481ES	2	4,81	12	1,23	0,00	0,01	0,02	0,01	0,02	0,01	-0,02	0,01	-0,02	0,01	0,04	0,01	1	1
481TN	2	4,81	12	1,23	0,00	0,01	0,02	0,02	0,02	0,02	0,01	0,03	0,01	0,02	0,01	0,03	10	10
438A9	2	4,38	15	1,14	0,00	0,01	0,01	0,02	0,01	0,02	0,03	0,03	0,03	0,03	-0,02	0,03	4	12
399A9	2	3,99	16	1,11	-0,01	0,01	0,00	0,02	-0,01	0,01	0,01	0,03	0,00	0,03	-0,01	0,02	6	12
398GO	2	3,98	12	1,16	0,00	0,01	-0,05	0,01	-0,05	0,02	0,02	0,05	0,01	0,05	-0,06	0,05	0	6
481TN	3	4,81	28	1,05	0,01	0,01	0,00	0,01	0,01	0,02	-0,02	0,02	0,00	0,02	0,02	0,02	4	12
439GT	3	4,39	31	0,99	0,01	0,01	0,00	0,02	0,01	0,01	0,00	0,03	0,00	0,02	0,00	0,02	4	17
398GO	3	3,98	32	0,93	0,00	0,01	0,01	0,02	0,01	0,02	0,03	0,02	0,03	0,02	-0,02	0,02	4	18
481TM	4	4,81	42	0,94	0,01	0,00	0,00	0,01	0,00	0,01	-0,04	0,05	-0,03	0,05	0,04	0,06	3	6
439GT	4	4,39	43	0,51	0,00	0,01	0,00	0,02	0,00	0,02	-0,02	0,03	-0,02	0,03	0,02	0,03	4	21
439GT	5	4,39	52	0,35	0,00	0,00	-0,03	0,02	-0,02	0,02	-0,03	0,04	-0,03	0,04	0,00	0,04	2	3
390GO	6	3,9	54	0,32	0,01	0,00	-0,01	0,02	0,00	0,02	-0,01	0,04	-0,01	0,04	0,01	0,04	1	2

\*СКО – среднеквадратическое отклонение

Таблица 3. Статистическая оценка сопоставления относительных мощностей ТВС по расчетным и экспериментальным данным с учетом разбиения ТВС на группы 23-й топливной загрузки I энергоблока Калининской АЭС

Сорт топлива	Количество кампаний	Среднее обогащение, %	Среднее выгорание, МВт·сут/кгU	Среднее К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дБ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дБ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дБ</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХ</sub> -К <sub>дБ</sub>	СКО К <sub>дХ</sub> -К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дХ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дХ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дХ</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дХ</sub>	Число ТВС с датчиками	Всего ТВС
481TN	1	4,81	0	1,10	-0,03	0,01	0,04	0,05	0,01	0,06	0,01	0,02	-0,02	0,02	0,03	0,07	2	24
438M9	1	4,38	0	1,24	-0,01	0,01	0,02	0,01	0,01	0,02	0,02	0,02	0,01	0,02	-0,01	0,02	18	18
481TN	2	4,81	16	1,18	0,00	0,04	0,03	0,02	0,03	0,03	0,05	0,03	0,05	0,06	-0,02	0,04	12	18
M47E9	2	4,67	12	1,31	0,05	0,02	0,00	0,02	0,05	0,02	-0,01	0,01	0,04	0,01	0,01	0,02	4	6
438M9	2	4,38	17	1,21	-0,01	0,02	-0,02	0,04	-0,03	0,04	-0,02	0,03	-0,03	0,03	0,00	0,02	6	18
481EN	3	4,81	28	1,12	0,01	0,00	0,02	0,01	0,03	0,01	-0,06	0,01	-0,06	0,01	0,08	0,01	0	1
481ES	3	4,81	28	1,12	0,00	0,00	0,01	0,01	0,01	0,01	-0,06	0,01	-0,05	0,01	0,07	0,01	0	1
481TN	3	4,81	28	1,11	0,01	0,00	0,01	0,01	0,02	0,01	-0,04	0,02	-0,04	0,02	0,05	0,02	0	10
438A9	3	4,38	31	1,05	0,01	0,01	-0,02	0,02	-0,01	0,01	-0,03	0,01	-0,02	0,01	0,00	0,01	4	12
399A9	3	3,99	31	0,88	0,02	0,02	-0,05	0,01	-0,02	0,02	0,00	0,02	0,02	0,02	-0,04	0,02	4	12
398GO	3	3,98	29	1,01	0,00	0,00	-0,04	0,01	-0,04	0,01	0,00	0,01	0,00	0,01	-0,04	0,02	0	6
481TN	4	4,81	43	0,93	0,02	0,01	-0,01	0,02	0,01	0,02	-0,02	0,01	0,00	0,01	0,01	0,01	8	12
439GT	4	4,39	44	0,46	-0,01	0,00	-0,01	0,01	-0,02	0,01	0,00	0,01	-0,01	0,01	-0,01	0,01	2	12
398GO	4	3,98	43	0,60	0,03	0,01	-0,01	0,01	0,02	0,01	0,02	0,00	0,05	0,01	-0,03	0,00	0	1
481TM	5	4,81	55	0,32	-0,01	0,00	0,00	0,01	0,00	0,01	0,00	0,01	-0,01	0,01	0,00	0,01	2	6
439GT	5	4,39	49	0,32	0,00	0,00	-0,01	0,01	-0,01	0,01	0,00	0,01	0,00	0,01	-0,01	0,00	1	4
439GT	6	4,39	59	0,28	0,00	0,00	-0,01	0,01	-0,01	0,01	0,03	0,01	0,03	0,01	-0,04	0,01	1	2

**Таблица 4.** Статистическая оценка сопоставления относительных мощностей ТВС по расчетным и экспериментальным данным с учетом разбиения ТВС на группы 20-й топливной загрузки II энергоблока Калининской АЭС

Сорт топлива	Количество кампаний	Среднее обогащение, %	Среднее выгорание, МВт·сут/кгU	Среднее К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дБ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дБ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дБ</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХ</sub> -К <sub>дБ</sub>	СКО К <sub>дХ</sub> -К <sub>дБ</sub>	Среднее К <sub>дХ</sub> -К <sub>дП</sub>	СКО К <sub>дХ</sub> -К <sub>дП</sub>	Среднее К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дХ</sub>	СКО К <sub>дХМ</sub> -К <sub>дХ</sub>	Число ТВС с датчиками	Всего ТВС
458R6	1	4,595	0	1,06	-0,04	0,02	0,02	0,02	-0,01	0,02	0,04	0,02	0,00	0,03	-0,01	0,02	2	24
417R9	1	4,195	0	1,28	0,03	0,01	0,01	0,03	0,04	0,04	0,02	0,03	0,05	0,03	-0,01	0,04	4	6
418R6	1	4,195	0	1,16	-0,02	0,01	0,03	0,03	0,01	0,03	0,04	0,03	0,02	0,03	-0,01	0,01	18	18
458R6	2	4,595	15	1,23	0,02	0,02	-0,01	0,02	0,01	0,02	-0,02	0,03	0,00	0,02	-0,01	0,02	18	24
417R9	2	4,195	18	1,15	0,01	0,01	-0,02	0,01	-0,02	0,02	-0,03	0,02	-0,02	0,02	0,01	0,01	4	6
418R6	2	4,195	16	1,10	0,01	0,02	-0,01	0,02	0,00	0,02	-0,01	0,02	0,00	0,03	0,01	0,03	4	18
458R6	3	4,595	30	1,01	0,02	0,02	0,01	0,02	0,02	0,03	0,00	0,01	0,01	0,03	0,01	0,02	4	24
417R9	3	4,195	32	0,98	0,00	0,00	-0,01	0,01	-0,01	0,01	-0,03	0,02	-0,03	0,02	0,02	0,02	0	6
418R6	3	4,195	31	0,83	0,01	0,02	-0,02	0,02	-0,01	0,02	-0,02	0,02	-0,01	0,03	0,00	0,02	5	18
439GT	4	4,39	43	0,42	0,00	0,00	-0,02	0,01	-0,02	0,01	-0,01	0,01	-0,01	0,01	-0,01	0,01	3	12
418R6	4	4,195	40	0,42	0,00	0,01	-0,02	0,02	-0,02	0,02	-0,02	0,01	-0,02	0,02	0,00	0,02	2	7

Новым по сравнению с предыдущим поколением СВРК свойством ППО "Хортица-М" является возможность контроля потвэльного распределения энерговыделения. Эта функция применяется для:

- расчета коэффициентов пропорциональности между током ДПЗ и линейным энерговыделением в ТВС;
- определения максимально напряженных твэлов и твэгов;
- определения превышения линейной нагрузки твэлов и твэгов предельных значений и формирования сигналов предупредительной и аварийной защит по локальным параметрам.

Чтобы иметь возможность контролировать потвэльное энерговыделение, в ППО "Хортица-М" добавлен модуль *mf* расчета микрополей. Впервые на Калининской АЭС модуль *mf* включен в ППО "Хортица-М" на III блоке. За время его эксплуатации специалистами Калининской АЭС проведен анализ его работы, сравнение результатов расчетов со штатными средствами (программа ПЕРМАК-А программного комплекса КАСКАД). По результатам анализа выданы замечания и рекомендации, учет которых повысил точность и надежность расчетов по модулю *mf*.

В настоящее время модуль *mf* используется на I и II блоках Калининской АЭС. На I блоке произведена модернизация верхнего уровня СВРК – ВМПО "Хортица" заменено на ППО "Хортица-М", начиная с 24-й топливной загрузки. До этого ППО "Хортица-М" проходило этап опытно-промышленной эксплуатации в течение трех кампаний. За это время работа модуля *mf* тщательно протестирована и в настоящее время он включен в работу по проектной схеме.

На II блоке идет подготовка к модернизации СВРК – в 2008 г. заменен верхний уровень СВРК. В настоящее время ППО "Хортица-М" на II блоке работает в информационном режиме, тестируется его работоспособность в условиях эксплуатации топлива из регенерированного урана. Опыт применения модуля *mf* на III и I блоках позволил ввести его в штатный режим эксплуатации.

Опыт эксплуатации модуля потвэльных расчетов дает возможность сделать следующие выводы:

- работа модуля является устойчивой;
- результаты расчетов хорошо совпадают с расчетами по штатной программе ПЕРМАК-А для соответствующих состояний;
- замечено влияние на результаты расчетов недостоверных данных об энерговыделении по ДПЗ.

### **3. Использование СВРК-М 3-го блока Калининской АЭС для диагностики локального кипения теплоносителя**

В состав СВРК-М 3-го блока Калининской АЭС входят средства внутриреакторной шумовой диагностики, которые позволяют выделять мгновенную компоненту тока ДПЗ, обусловленную эффектом Комптона, чтобы регистрировать шум нейтронного потока.

Одной из основных причин возникновения шума нейтронного потока являются колебания параметров теплоносителя (расхода, давления, температуры), которые приводят к флуктуациям плотности теплоносителя. Соответствующие колебания макросечений замедления и поглощения теплоносителя вызывают шум нейтронного потока. Анализ изменения характера шума дает возможность судить об изменении состояния теплоносителя (развитии процесса кипения) в пространстве, контролируемом ДПЗ.

Для разработки алгоритма диагностики локального кипения проведены исследования с применением программы NOSTRA [6] трехмерной динамики активной зоны ВВЭР. Исследования позволили выделить полосу частот шума нейтронного потока (0,2...5 Гц), в которой чувствительность шума к колебаниям параметров теплоносителя наиболее высока. Эту полосу частот решено использовать в качестве рабочей при диагностике состояния теплоносителя.

Анализ результатов моделирования колебания параметров теплоносителя в активной зоне ВВЭР-1000 в ситуациях с поверхностным и объемным кипением, в отсутствие кипения и в различные моменты

кампании определил зависимость интенсивности и пространственного распределения шума нейтронного потока от характера кипения, параметров пара, вида, амплитуды и частоты колебания параметров теплоносителя. Проведен статистический анализ большого массива результатов измерения шума нейтронного потока отдельными ДПЗ на 3-м блоке Калининской АЭС. Сопоставление результатов моделирования и измерения шума нейтронного потока позволило разработать метод диагностики локального кипения теплоносителя [7, 8].

Метод основан на эффекте увеличения чувствительности шума нейтронного потока к колебаниям параметров теплоносителя при возникновении кипения. В качестве параметра шума используется СКО шумового сигнала ДПЗ ( $\Delta_{ДПЗ_{ij}}$ ). Для всех  $i$ -х ДПЗ каждой  $j$ -й сборки внутриреакторных детекторов рассчитываются индивидуальные уставки  $\Delta_{ДПЗ_{ij}}^{пред}$ , превышение которых интерпретируется как наступление кипения, с выводом на панель БЩУ предупреждающего сигнала. В методе применяются отбраковка и фильтрация сигналов ДПЗ, учитывается коррелированность сигналов от датчиков, расположенных на разной высоте одной сборки.

Метод находится в опытно-промышленной эксплуатации на 3-м блоке Калининской АЭС, доведен до устойчивого режима работы и, благодаря отлаженной системе отбраковки и фильтрации сигналов шума, показывает надежную работу.

#### 4. Направление дальнейшего развития СВРК-М в части контроля ядерного топлива

Проведенные в последнее время экспериментальные и расчетные исследования, а также опыт эксплуатации, показывают, что конструкция твэлов ВВЭР-1000 обладает достаточно высокими запасами по работоспособности в условиях переменных нагрузок. Это позволяет пересмотреть ряд ограничений на эксплуатацию топлива и учесть требования атомных станций по повышению эксплуатационной гибкости топливных циклов и увеличению допустимого количества циклов нагружения.

Определяющим фактором в переходных режимах служит скачок мощности, определяемый как увеличение (со значимой скоростью) локальной линейной мощности твэла относительно предыдущего приработанного значения. Время выхода на приработанное состояние зависит от многих факторов:

- локального выгорания в топливе;
- линейной мощности;
- температуры топлива и оболочки и др.

В общем случае приработанное состояние и стационарное значение линейной мощности твэла определяются детальными расчетами по потвэльным нейтронно-физическим характеристикам.

При наличии соответствующей системы внутриреакторного контроля и программного обеспечения определение приработанного состояния позволяет реализовать контроль скачков мощности on-line и во многом снять проблему учета циклов нагружения.

#### Заключение

Создана и внедрена на АЭС с ВВЭР современная СВРК-М, обладающая высокой надежностью и быстродействием при контроле эксплуатации ядерного топлива в активной зоне. Характеристики системы подтверждены при верификации и валидации на Калининской АЭС, а также испытаниями и эксплуатацией на других энергоблоках АЭС с ВВЭР. Разработанные системные решения позволяют пересмотреть ряд ограничений на эксплуатацию ядерного топлива и при развитии системы учесть требования АЭС по повышению эксплуатационной гибкости топливных циклов и увеличению допустимого количества циклов нагружения.

В заключение авторы выражают большую признательность персоналу Калининской АЭС за помощь в подготовке статьи.

#### Список литературы

1. Митин В.И., Калинушкин А.Е., Голованов М.Н. и др. Основные решения по модернизированной системе внутриреакторного контроля реакторов ВВЭР-1000. Измерения, важные для безопасности в реакторе. Доклад на межд. симпозиуме, Москва, 20-22.09.07.

2. Голованов М.Н., Калинушкин А.Е., Митин В.И. и др. Система контроля, управления и диагностики РУ для ВВЭР-1000 // Ядерные измерительно-информационные технологии, 2002, № 2.

3. Mitin V., Semchenkov Yu., Kalinushkin A. Modern in-core monitoring system of VVER-1000 reactors (V-320) by fuel assembler with individual characteristics using. Report on 17 AER Symposium on VVER reactor physics and reactor safety, Yalta, Ukraine, 23-29.09.07.

4. Bolobov P., Lazarenko A., Tomilov M. Development of the code-package Kaskad for calculations of VVER. Report on 18 AER Symposium on VVER reactor physics and reactor safety, Eger, Hungary, 06-10.10.08.

5. Sidorenko V.D., Bol'shagin S.N., Lazarenko A.P. et al. Spectral code TVS-M for calculation of characteristics of cells, supercells and fuel assemblies of VVER-type reactors. In: Material of 5 AER Symp., 1995.

6. Пинегин А.А., Хромов В.В., Шумский Б.Е. и др. Программа NOSTRA (версия 5.0). Аттестационный паспорт программного средства. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС № 167. М.: Гостехнадзор России, 2004.

7. Семченков Ю.М., Мильто В.А., Шумский Б.Е. и др. Анализ шумов нейтронного потока, вызванных флюктуациями параметров тепло-

носителя в активной зоне ВВЭР // Атомная энергия, 2007, т. 103, вып. 5, с. 283–286.

8. Семченков Ю.М., Мильто В.А., Шумский Б.Е. Внедрение методики диагностики кипения теплоносителя в активной зоне ВВЭР-1000 в систему внутрореакторной шумовой диагностики // Атомная энергия, 2008, т. 105, вып. 2, с. 79–82.

*Контактная информация об авторах статьи – Калинушкин Андрей Евгеньевич, нач. отд., тел.: (499)196-93-89, e-mail: [osud-main@vver.kiae.ru](mailto:osud-main@vver.kiae.ru);*

*Митин Валентин Иванович, в. н. с., тел.: (499)196-93-89, e-mail: [osud-main@vver.kiae.ru](mailto:osud-main@vver.kiae.ru);  
Семченков Юрий Михайлович, дир. ИЯР, тел.: (499)196-93-87, e-mail: [inr@kiae.ru](mailto:inr@kiae.ru);*

*Мильто Надежда Валерьевна, нач. лаб., тел.: (499)196-93-89, e-mail: [nad@vver.kiae.ru](mailto:nad@vver.kiae.ru);*

*Мильто Владимир Александрович, зам. нач. отд., тел. (моб.): (903)-774-2923, e-mail: [mva@vver.kiae.ru](mailto:mva@vver.kiae.ru);*

*Ковель Александр Иванович, нач. лаб., тел.: (499)196-93-89, e-mail: [alexk@vver.kiae.ru](mailto:alexk@vver.kiae.ru)*

Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3,  
с. 3–12.

УДК 681.6

**Реактивностные эффекты в реакторе ВВЭР-1000  
3-го блока Калининской АЭС на этапе физического пуска.  
Расчеты в интеллектуальной программной среде ShIPR  
с библиотекой двугрупповых сечений, полученных по программе UNK**

*М.Н. Зизин,*

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

*В.Г. Зимин,*

МИФИ (национальный ядерный университет), 115409, Москва, Каширское шоссе, 31,

*С.Н. Зизина, Л.В. Кряквин, В.А. Питилимов, В.А. Терешонок,*

ОАО "ВНИИАЭС", 109507, Москва, Ферганская ул., 25

Поступила в редакцию 24.02.2009 г.

В интеллектуальную программную систему ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов включен набор вычислительных модулей, реализующих подготовку макросечений на основе двугрупповой библиотеки нейтронно-физических сечений, подготовленных для нодальной программы SKETCH-N. Двугрупповая библиотека нейтронно-физических сечений подготовлена по программе UNK для трехмерного диффузионного расчета первых кампаний ВВЭР-1000. Расчеты полей нейтронов в системе ShIPR делались по программе DP3 в двугрупповом диффузионном приближении в трехмерной треугольной геометрии. Рассчитана эффективность всех групп регулирующих стержней для первой топливной загрузки 3-го блока Калининской АЭС. Дополнительно рассчитывались температурные, барометрические и плотностные эффекты реактивности и коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе. Результаты расчетов сравниваются с экспериментом.

*Ключевые слова:* ВВЭР-1000, эффективность ОР СУЗ и АЗ, коэффициенты реактивности, двугрупповое диффузионное приближение, 3D треугольная геометрия, ShIPR, SKETCH-N, UNK.

**Reactivity Effects in VVER-1000 of the Kalinin Power Station 3-rd Unit at the Physical Start-up. Calculations in the ShIPR Intellectual Code System with the Two-Group Cross-Section Library Generated by the UNK Code.** *M.N. Zizin, RRC KI, Kurchatov sq., 1, Moscow, 123182. V.G. Zimin, MEPHI (National Nuclear Research University), Kashirskoe shosse, 31, Moscow, 115409. S.N. Zizina, L.V. Kryakvin, V.A. Pitilimov, V.A. Tereshonok, VNIIAES, Ferganskaya st., 25, Moscow, 109507.* The computing module set realizing preparation of two-group neutron macro cross-sections by the library from nodal code SKETCH-N has been included in the ShIPR intellectual code system for nuclear reactor simulation. The two-group library is prepared by code UNK for VVER-1000. The two-group diffusion calculations in the ShIPR system were done by the DP3 code in three-dimensional triangular geometry. Efficiency of all control rod groups for the first fuel loading of 3-rd unit of Kalinin power station has been calculated. The temperature, barometric and density reactivity effects and changing reactivity because changing concentration of boric acid in reactor were calculated also. Results of calculations are compared with experimental data.

*Key words:* VVER-1000, Reactivity Effects, Two-Group 3D Triangular Diffusion Calculations, ShIPR, SKETCH-N, UNK.

## Введение

В 2007 г. в интеллектуальную программную систему ShIPR [1] для математического моделирования ядерных реакторов включен набор вычислительных модулей, реализующих подготовку макросечений на основе двугрупповой библиотеки нейтронно-физических сечений, подготовленных для нодальной программы SKETCH-N [2, 3]. Для нее разработаны новая система по-

линомиальной аппроксимации / интерполяции нейтронно-физических констант SUBSET-XS [4] и подпрограмма расчета сечений из полученной библиотеки. Расчеты полей нейтронов в системе ShIPR выполнялись по программе DP3 [5] в двугрупповом диффузионном приближении в трехмерной треугольной геометрии. С использованием этой библиотеки сечений рассчитана эффективность всех групп регулирующих стержней для первой топливной

загрузки 3-го блока Калининской АЭС. Дополнительно рассчитывались температурные, барометрические и плотностные эффекты реактивности и коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе. Результаты расчетов в системе ShIPR сравниваются с экспериментом.

Расчеты полей нейтронов делались по программе DP3 в двугрупповом диффузионном приближении в трехмерной треугольной геометрии. В 2007 г. в системе ShIPR реанимирована японская методика JAP – один из простых вариантов нодальных методов, эффективно уточняющих результаты расчета потоков на краю ячейки. Реализован вариант метода [6], предложенный А.С. Серегиним [7]. При расчетах с применением методики JAP (модуль DP3\_JAP) выполнялись десять итераций по коэффициентам коррекции на форму потока по ячейке.

Исходная гексагональная картограмма автоматически разбивалась на треугольники и большая часть расчетов проводилась в треугольной геометрии с 24-мя треугольниками на кассету и 80-ю точками в активной зоне по высоте (ShIPR, ShIPR 80). Достаточность такой дискретизации обоснована в работе [8]. Часть расчетов проводилась с шестью треугольниками на гексагон и 40 точками по высоте активной зоны (ShIPR 40). Расчетная модель содержит один внешний ряд сборок, а также верхний и нижний торцевые экраны с отражателем.

Во всех экспериментах  $n_{\text{гшн}} = 4$  шт.,  $\beta_{\text{эф}} = 0,74$  % и эти данные, а также строка с  $T_{\text{эф}} = 0$  эфф.сут убраны из таблиц.

При расчетах в системе ShIPR реактор предварительно выводился на критичность за счет изменения концентрации борной кислоты.

## 1. Расчет сечений

Двугрупповая библиотека нейтронно-физических сечений подготовлена по программе UNK [9, 10] для трехмерного диффузионного расчета первых кампаний ВВЭР-1000 5-го блока Запорожской АЭС и 3-го блока Калининской АЭС.

Нейтронно-физические сечения для ТВС активной зоны зависят от следующих пяти параметров:

- 1) выгорание топлива, диапазон изменения 0...40 МВт·сут/кг;
- 2) плотность теплоносителя, диапазон изменения 0,5...1 г/см<sup>3</sup>;
- 3) температура теплоносителя, диапазон изменения 293...600 К;
- 4) температура топлива, диапазон изменения 293...1 800 К;
- 5) концентрация борной кислоты, диапазон изменения 0...3 000 ppm.

Обе библиотеки для ТВС содержат 30 нейтронно-физических данных.

- 1-2.  $3\Sigma_{\text{tr}1}$ ,  $3\Sigma_{\text{tr}2}$  – транспортные сечения 1-й и 2-й групп, соответственно.
- 3-4.  $\Sigma_{a1}$ ,  $\Sigma_{a2}$  – сечения поглощения ( $a = c + f$ ) 1-й и 2-й групп.
- 5-6.  $\nu\Sigma_{f1}$ ,  $\nu\Sigma_{f2}$  – сечения размножения 1-й и 2-й групп.
- 7-8.  $\Sigma_{f1}$ ,  $\Sigma_{f2}$  – сечения деления 1-й и 2-й групп.
9.  $\Sigma_{s,1\rightarrow 2}$  – сечение рассеяния из 1-й во 2-ю группу.
10.  $k_{\text{inf}}$  – коэффициент размножения в бесконечной среде.
11.  $\sigma_{a2}^{\text{Xe}}$  – сечение поглощения ксенона во 2-й группе.
12.  $\sigma_{a2}^{\text{Sm}}$  – сечение поглощения самария во 2-й группе.
13.  $\beta$  – суммарная доля запаздывающих нейтронов.
- 14-19.  $\beta_1 \dots \beta_6$  – относительные доли шести групп запаздывающих нейтронов ( $\Sigma\beta_i = 1$ ).
- 20-25.  $\lambda_1 \dots \lambda_6$  – постоянные распада предшественников шести групп запаздывающих нейтронов.
- 26-27.  $v_1$ ,  $v_2$  – средняя скорость мгновенных нейтронов 1-й и 2-й групп (м/с).
28.  $\omega_{\text{I-135}}$  – средний выход йода на один акт деления.
29.  $\omega_{\text{Xe-135}}$  – средний выход ксенона на один акт деления.
30.  $\omega_{\text{Pm-135}}$  – средний выход прометия на один акт деления.

## 2. Расчет эффективности органов регулирования

С использованием новых модулей в среде ShIPR проведен расчет эффективности стержней системы управления и защиты (СУЗ) ВВЭР-1000 для первой топливной загрузки 3-го блока Калининской АЭС при

работе на минимально контролируемом уровне мощности на этапе физического пуска [11]. В настоящей работе методика расчета описывается на примере расчета эффективности 9-й и 10-й групп органов регулирования (ОР) СУЗ. Результаты расчетов сравниваются с экспериментальными данными.

Картограмма активной зоны 1-й топливной загрузки ВВЭР-1000 3-го блока Калининской АЭС приведена на рис. 1. На этом же рисунке показано расположение групп органов СУЗ. В загрузке активной зоны использовались ТВС пяти типов:

- 13AU – ТВС с обогащением топлива 1,3 %;
- 22AU – ТВС с обогащением топлива 2,2 %;
- 30AV5 – 303 твэла обогащением 3,0 %, 9 твэгов с обогащением топлива 2,4 % и содержанием оксида гадолиния 5 %;
- 39AWU – 243 твэла обогащением 4,0 %, 60 твэлов обогащением 3,6 %, 9 твэгов с обогащением топлива 3,3 % и содержанием оксида гадолиния 5 %;
- 39AZU – 240 твэлов обогащением 4,0 %, 66 твэлов обогащением 3,6 %, 9 твэгов с обогащением топлива 3,3 % и содержанием оксида гадолиния 5 %.

ТВС ВВЭР-1000 содержит 312 топливных ячеек, 18 ячеек под кластеры СУЗ и центральную ячейку с трубой для

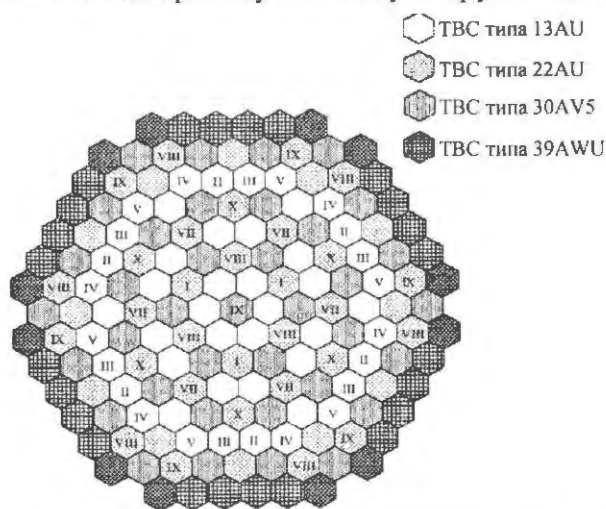


Рис. 1. Картограмма загрузки активной зоны и расположение групп органов СУЗ 1-й топливной загрузки ВВЭР-1000 3-го блока Калининской АЭС

установки датчиков системы внутриреакторного контроля. Шаг решетки ТВС составляет 23,6 см, высота активной зоны 353 см. Теплоносителем служит вода, содержащая растворенную борную кислоту  $H_3BO_3$ . Все используемые ТВС имеют циркониевые уголки. Рис. 1 содержит картограмму типов кассет (без бокового отражателя). Картограмма в расчетах дополнена одним рядом кассет бокового отражателя.

Движение стержней моделировалось изменением номеров физических зон по высоте ОР СУЗ 9-й или 10-й группы на каждом шаге цикла. Активная зона разбивалась на 80 участков по высоте. Поглотитель последовательно вводился в каждый из участков. После ввода поглотителя, имитирующего ОР СУЗ соответствующей группы, производился расчет эффективного коэффициента размножения. Изменение реактивности запоминалось.

Затем проводилось изменение концентрации борной кислоты до выведения реактора в критическое состояние и поглотитель снова опускался на один шаг по высоте. Интегральная эффективность ОР СУЗ 9-й или 10-й группы рассчитывалась как сумма изменений реактивности. Дополнительно рассчитывались:  $dr/dC$  %/(г/кг) – коэффициент реактивности по концентрации борной кислоты в реакторе и  $dr/dH$ ,  $10^{-3}$  %/см – дифференциальная эффективность 9-й или 10-й группы ОР (табл. 1).

Результаты экспериментов и расчетов эффективности 9-й и 10-й групп приведены на рис. 2...5 (вторая и третья страницы цветной вкладки). Ноль соответствует низу, а 100 % – верху активной зоны. В этих расчетах использовался 21 тип кассет (стержни 13-36 и 11-38 не выделялись в отдельные типы).

### 3. Эффективность АЗ реактора

Расчеты эффективности АЗ реактора проводились с учетом застревания самых эффективных стержней 13-76 и 11-38. Результаты расчетов приведены в последующих табл. 2 и 3. Эффективности стержней 13-36 и 11-38 рассчитывались как разность изменения реактивности с ними и без них.

**Таблица 1.** Интегральная и дифференциальная эффективности групп ОР СУЗ и дифференциальная эффективность борной кислоты

Группа ОР		$H_{OP}$ , см	$H_{A3}=H_{OP}+17,25$ , см	$H_{A3}$ , %	$Max \frac{d\rho}{dH}$ , $10^{-3} \%/см$	$C_{бк}$ , г/кг	$H_{OP}$ , см	$H_{A3}=H_{OP}+17,25$ , см	$H_{A3}$ , %	$C_{бк}$ , г/кг	$ \Delta\rho $ , %	$\frac{d\rho}{dC}$ , $\%/(\text{г/кг})$
1	Э	150	167,25	47,11	0,8322		352				$0,148 \pm 0,007$	$-1,98 \pm 0,10$
	ShIPR-80		189,74	46,25	0,900	6,596		335,35	5	6,561	0,1573	-2,02
2	Э	125	142,25		3,343		352				$0,58 \pm 0,03$	$-2,04 \pm 0,10$
	ShIPR-80		216,2	38,75	3,415	6,468		335,35	5	6,352	0,5810	-2,02
4	Э	121	138,25		3,572	6,46	352				$0,62 \pm 0,03$	$-2,02 \pm 0,10$
	ShIPR-80		216,2	38,75	3,621	6,459		335,35	5	6,336	0,6151	-2,03
6	Э	113	130,25	37	6,225		352				$1,02 \pm 0,04$	$-2,01 \pm 0,10$
	ShIPR-80		225,0	36,24	5,732	6,357		335,35		6,1884	0,9300	-2,080
7	Э	135	152,25	43,25	2,365		352				$0,41 \pm 0,02$	$-2,06 \pm 0,10$
	ShIPR-80		202,98	42,5	2,561			335,35	5	6,4198	0,4399	-2,001
8	Э	105	105,0	29,8	7,446		352				$1,22 \pm 0,05$	$-2,03 \pm 0,10$
	ShIPR-80		238,3	32,5	7,595			335,35	5	6,0615	1,1829	-2,056
9	Э	107	107,0	30,4	6,090		352				$1,00 \pm 0,04$	$-2,01 \pm 0,10$
	ShIPR-80		225,0	36,24	5,738			335,35	5	6,1864	0,9349	-2,073
10	Э	131...145			2,745						$0,49 \pm 0,02$	$-2,04 \pm 0,10$
	ShIPR-80		220,6	37,5	2,736			335,35	5	6,4049	0,4981	-2,002

Э – эксперимент, АЗ – аварийная защита,  $d\rho/dC$  – расчетные значения из ShIPR берутся как средние для состояний с минимальным и максимальным погружениями исследуемой группы ОР

**Таблица 2.** Эффективность АЗ реактора, эффективность “застрявшего” ОР СУЗ (9/13-36) и полная эффективность АЗ (табл. 121 из работы [11])

Параметр	Эксперимент	Расчет ShIPR 40, 0 %*	Расчет ShIPR 80, 0 %*	Расчет ShIPR 80, 5 %**
$N, \%N_{ном}$	0,3	0	0	0
$H_1... H_9, \%$	100	100	100	100
$H_{10}, \%$	90	90	90	90
$N_{гр}/ОР СУЗ$	9/13-36	9/13-36	9/13-36	9/13-36
$C_{бк}, г/кг$	6,8	6,686	6,65	6,65
$T_{вк}$	280,7 °C	553,35 К	553,35 К	553,35 К
$\Delta T, °C$	0	0	0	0
$P_1, МПа$	15,74	15,6	15,6	15,6
$\Delta\rho_{AZ}, \%$	$4,52 \pm 0,22$	5,93	6,16	6,15
$\Delta\rho_{OP}, \%$	$1,92 \pm 0,19$	1,97	2,02	2,01
$\Delta\rho_{AZ\Sigma}, \%$	$6,44 \pm 0,32$	7,90	8,18	8,16

Примечание к табл. 2 и 3:

$\Delta\rho_{AZ}$  – эффект реактивности, вводимой в активную зону при сбросе АЗ с имитацией застревания одного ОР СУЗ;

$\Delta\rho_{OP}$  – эффект реактивности, вводимой в активную зону при сбросе “застрявшего” ОР СУЗ;

$\Delta\rho_{AZ\Sigma} = \Delta\rho_1 + \Delta\rho_2$  – суммарный эффект реактивности;

$\Delta t$  – интервал времени между началом падения АЗ и началом падения “застрявшего” ОР СУЗ.

Расстояние между низом активной зоны и поглотителем 0 % (\*) и 5 % (\*\*)

#### 4. Температурный коэффициент реактивности

После вывода реактора на критичность за счет изменения концентрации борной кислоты температуры топлива и теплоносителя изменялись на два градуса с соответствующим изменением плотности теплоносителя. Табл.4 и 5 содержат результа-

ты расчетов, в которых стержни 13-36 и 11-38 не выделялись в отдельные типы.

#### 5. Барометрический и плотностной коэффициенты реактивности

В этих расчетах (табл. 6) использовался 21 тип кассет (стержни 13-36 и 11-38 не выделялись в отдельные типы).

**Таблица 3.** Эффективность АЗ реактора, эффективность “застывшего” ОР СУЗ (6/11-38) и полная эффективность АЗ (табл. 123 из работы [11])

Параметр	Эксперимент	Расчет	Расчет	Расчет
		ShIPR 40* 0 %	ShIPR 80* 0 %	ShIPR 80** 5 %
$N, \%N_{\text{НОМ}}$	$2,3 \cdot 10^{-1}$	0	0	0
$H_1 \dots H_9, \%$	100	100	100	100
$H_{10}, \%$	90	90	90	90
$N_{\text{гп}}/\text{ОР СУЗ}$	6/11-38	6/11-38	6/11-38	6/11-38
$C_{\text{БКЗ}}, \text{г/кг}$	6,8	6,685996	6,649871	6,649871
$T_{\text{ВХ}}$	280,7 °C	553,35 К	553,35 К	553,35 К
$\Delta T, \text{°C}$	0	0	0	0
$P_1, \text{МПа}$	15,64	15,6	15,6	15,6
$\Delta \rho_{\text{АЗ}}, \%$	$5,33 \pm 0,27$	6,12	6,35	6,34
$\Delta \rho_{\text{ОР}}, \%$	$1,11 \pm 0,11$	1,70	1,83	1,82
$\Delta \rho_{\text{АЗ\Sigma}}, \%$	$6,44 \pm 0,32$	7,90	8,18	8,16

39671 кор

**Таблица 4.** Температурный коэффициент реактивности, 10-я группа, 80 % (табл. 92 из работы [11])

Параметр	Значение		
	Эксперимент	Эксперимент	Расчет ShIPR, $d\rho/dT$
$H_{10}, \%$	82...77	61...59	80
$H_9, \%$	100	100	100
$H_8, \%$	100	100	100
$H_1 \dots H_7, \%$	100	100	100
$C_{\text{БКЗ}}, \text{г/кг}$	6,8	6,78	6,637672
$T_{\text{акт зоны}}$	280,3...277,5 °C	271,8...275,6 °C	553,35 К

Таблица 5. Продолжение

Группа ОР	9, 10	9, 10	10	10	10
H, %	0	0	67	65	65
Группа ОР	8	8	1	2	4
H, %	65	16	0	0	0
C <sub>бкз</sub> , г/кг	5,91	5,31	6,71	6,50	6,46
P <sub>1</sub> , МПа	15,8	15,8	15,8	15,8	15,6
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 553,35 К)	0,7648889	0,7648889	0,7648889	0,7648889	0,7645955
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 551,35 К)	0,7682158	0,7682158	0,7682158	0,7682158	0,7679293
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 549,35 К)	0,7715277	0,7715277	0,7715277	0,7715277	0,7712483
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 547,35 К)	0,7748684	0,7748684	0,7748684	0,7748684	0,7745961
∂ρ/∂T, 10 <sup>-3</sup> %/°C	-(12,0 ± 0,7)	-(15,1 ± 1,1)	-(6,5 ± 0,5)	-(6,7 ± 0,5)	-(8,1 ± 0,5)
∂ρ/∂T, 10 <sup>-3</sup> %/°C, ShIPR	-11,74	-14,4	-8,25	-8,94	-8,42
C <sub>бкз</sub> , г/кг, ShIPR	5,738610	5,145	6,526958	6,319615	6,295399

Таблица 5. Продолжение

Группа ОР	10	10	10	10
H, %	65	60	65	65
Группа ОР	6	7	8	9
H, %	0	0	0	0
C <sub>бкз</sub> , г/кг	6,26	6,58	6,17	6,27
P <sub>1</sub> , МПа	15,6	15,8	15,6	15,8
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 553,35 К)	0,7645955	0,7648889	0,7645955	0,7648889
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 551,35 К)	0,7679293	0,7682158	0,7679293	0,7682158
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 549,35 К)	0,7712483	0,7715277	0,7712483	0,7715277
γ <sub>H<sub>2</sub>O</sub> (T = 547,35 К)	0,7745961	0,7748684	0,7745961	0,7748684
∂ρ/∂T, 10 <sup>-3</sup> %/°C	-(3,6 ± 0,3)	-(10,1 ± 0,7)	-(7,7 ± 0,5)	-(5,1 ± 0,4)

**Закключение**

Результаты расчетов эффективности ОР СУЗ и коэффициентов реактивности ВВЭР-1000 3-го блока Калининской АЭС на этапе

физического пуска в системе ShIPR с библиотекой двугрупповых сечений, полученных по программе UNK [9], показали разумное согласие с экспериментом. Более подробные результаты описанных расчетов приведены в отчете [12].

## Список литературы

1. **Зизин М.Н.** Интеллектуальная программная система ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Препринт ИАЭ-6354/5, 2005.
2. **Zimin V.G., Baturin D.M.** Polynomial Nodal Method for Solving Neutron Diffusion Equations in Hexagonal-Z Geometry // *Ann. Nucl. Energy*, 2002, 29, pp. 1105–1117.
3. **Зимин В.Г.** Моделирование пространственной нейтронной кинетики для анализа динамики и безопасности перспективных быстрых реакторов, Диссертация канд. физ.-мат. наук, МИФИ, 1994.
4. **Zimin V.G., Semenov A.A.** Building neutron cross-section dependencies for few-group reactor calculations using stepwise regression // *Ann. Nucl. Energy*, 2005, 32, pp. 119–136.
5. **Зизин М.Н.** Интеллектуальная программная система ShIPR для математического моделирования ядерных реакторов. Вычислительные модули многогруппового трехмерного расчета плотности потока нейтронов в диффузионном приближении. Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36/04-2006, 2006.
6. **Takeda T., Komano Y.** Extension of Askew's Coarse Mesh Method to Few-Group Problems for Calculating Two-Dimensional Power Distribution in Fast Breeder Reactors // *J. of Nucl. Sci. & Tech.*, July 1978, 15(7), pp. 523–532.
7. **Серезин А.С.** Некоторые вопросы реализации улучшенных схем дискретизации задачи диффузии в трехмерно-гексагональной геометрии. Сб. трудов семинара «НЕЙТРОНИКА-92», Обнинск, 1994, с. 164.
8. **Зизин М.Н.** Тестовая математическая 3D модель АЕР-FCM-101 реактора ВВЭР-1000. Расчеты в интеллектуальной программной системе ShIPR. Препринт ИАЭ-6508/5, 2008.
9. **Белоусов Н.И., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.** Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора. Препринт ИАЭ-6083/4, 1998.
10. **Цибульский В.Ф., Давиденко В.Д.** Пакет программ UNK для расчетов ядерных реакторов. Описание применения. Отчет ИЯР РНЦ КИ инв. № 35-410-4/10, 2002.
11. **Терешонок В.А., Кряквин Л.В., Питилимов В.А. и др.** Результаты исследований нейтронно-физических характеристик головной топливной загрузки ВВЭР-1000 блока № 3 Калининской АЭС на этапе физического пуска. Отчет ВНИИАЭС инв. № ОЭ-3395/2005, 2005.
12. **Зизин М.Н., Зимин В.Г., Кряквин Л.В. и др.** Эффективности стержней СУЗ и коэффициенты реактивности реактора ВВЭР-1000 3-го блока Калининской АЭС на этапе физического пуска. Расчеты в интеллектуальной программной среде ShIPR с библиотекой двугрупповых сечений, полученных по программе UNK. Отчет ИЯР РНЦ КИ инв. № 36-03/25-08, 2008.

*Контактная информация об авторах статьи –*  
*Зизин Михаил Николаевич, г.н.с., тел.: (499)196-71-93, e-mail: [zizin@adis.vver.kiae.ru](mailto:zizin@adis.vver.kiae.ru);*  
*Зимин Вячеслав Геннадьевич, с.н.с., тел.: (499)324-09-93, e-mail: [slava@ets.mephi.ru](mailto:slava@ets.mephi.ru);*  
*Зизина Светлана Николаевна, инженер, тел.: (495)372-16-11;*  
*Кряквин Леонид Васильевич, с.н.с., тел.: (495)372-16-11, e-mail: [kryakvin@delta.vniiaes.ru](mailto:kryakvin@delta.vniiaes.ru);*  
*Питилимов Василий Александрович, инженер, тел.: (495)372-16-11;*  
*Терешонок Виктор Александрович, нач. отдела, тел.: (495)376-08-79, e-mail: [logunova@vniiaes.ru](mailto:logunova@vniiaes.ru)*

Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3,  
с. 13–19.

## Роль химических реакций в Чернобыльской катастрофе

Е.И. Гришанин,

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

Поступила в редакцию 12.02.2009 г.

Показано, что химические реакции играли существенную роль в Чернобыльской катастрофе на всех ее стадиях. Важно, что реактор до взрыва находился в состоянии "иодной ямы", реактивность которой, по-видимому, не уничтожена взрывом. Освобождение реактивности при распаде ксенона-235 на вторые сутки после взрыва привело к выходу реактора на мощность 80...110 МВт. За счет этой мощности в активной зоне проходили реакции восстановления урана, плутония и других металлов при температуре порядка 2 000 °С. При этом резко увеличился выход продуктов деления. Уран и другие металлы стекали в нижние коммуникации подвода воды и нижние помещения. После восстановления урана и отделения его от графита цепная реакция прекратилась, температура активной зоны уменьшилась и выход активности прекратился.

*Ключевые слова:* Чернобыльская катастрофа, распад Хе, мощность реактора, химические реакции, восстановление урана.

**The Role of Chemical Reactions in the Chernobyl Accident.** *E.I. Grishanin. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.* It is shown, that chemical reactions played an essential role in Chernobyl accident at all its stages. It is important, that the reactor before explosion was at maximal xenon poisoning, and its reactivity apparently, was not destroyed by explosion. Reactivity release due to decay of Xe-235 for the second day after explosion has led to the reactor power of 80...110 MWt. Due to this power the chemical reactions of reduction of uranium, plutonium and other metals at temperature about 2 000 °C occurred in the core. The recovery of fission products thus has sharply increased. Uranium and other metals flew down in the bottom water communications and rooms. After reduction of uranium and its separation from graphite chain reaction has been stopped, the temperature of core has been decreased and an activity yield has been stopped.

*Key words:* Chernobyl Accident, Decay of Xe-235, Reactor Power, Chemical Reactions, Reduction of Uranium.

В технической литературе уделено много внимания первому этапу катастрофы на IV блоке Чернобыльской АЭС – неуправляемому росту мощности реактора [1]. Исследование процессов после взрыва реактора в технической литературе не описано.

Исследование состояния аварийного IV блока бурением скважин дало удивительные факты, а именно, в реакторе отсутствуют графитовая кладка и топливо и находятся бетонные конструкции от разрушенного помещения барабан-сепараторов без каких-либо следов воздействия высокой температуры, а в подреакторных помещениях содержится не более 10 % топлива в виде лавовых топливосодержащих масс [2].

В работе [2] для объяснения вышеизложенных фактов предложена интересная версия, по которой после увеличения мощности реактора до 10 000 % произошли ис-

парение части топлива и разрушение циркониевых труб высокого давления. По этой версии часть активной зоны в юго-восточном секторе "работала как неоптимальный ракетный ядерный двигатель", вызвавший повреждение опорной конструкции в этой части и обусловивший так называемые лавовые массы, содержащие 10 % урановой загрузки реактора.

Высокое давление пара и газов в объеме графитовой кладки разрушило стальной корпус реактора, который спроектирован на разрыв только одной трубы высокого давления и способен выдержать избыточное давление не более 3,5 бар. Затем под действием этого давления графитовая кладка с оставшимся в ней топливом была выброшена из бетонной шахты реактора. Этим объясняется первый взрыв. Вылетающая активная зона мгновенно потеряла всю воду и за счет этого в ней также быстро появ-

вилась положительная реактивность порядка 4,5 долей запаздывающих нейтронов.

Разгон на мгновенных нейтронах до мощности 47 000 % испарил все топливо и весь графит активной зоны. После этого в шахте реактора ничего существенного не происходило, так как "пыхтеть" в дальнейшем было нечему. Затем в пустую шахту реактора упали три бетонных блока разрушенного бокса барабан-сепаратора, а потом на ребро верхняя металлоконструкция, называемая "Еленой".

Однако эта версия не объясняет многие хорошо известные и документально зафиксированные факты, а именно: относительное "затишье" в течение 20 часов после взрыва, когда казалось, что худшее позади; резкое возрастание выхода радиоактивности через 20 часов; активное горение графита; возрастание в 4 раза выброса радиоактивности с 1 по 6 мая; уменьшение выброса радиоактивности в миллион раз после 6 мая.

Легко показать, что графит не мог испариться. Во-первых, в нем выделяется только 6 % мощности активной зоны, во-вторых, его масса в 10 раз больше массы топлива, а теплоемкость в 3 раза больше теплоемкости топлива. Поэтому при разгоне реактора графит практически не нагревался.

Например, если топливо нагреется за счет разгона на 1000 °С, графит нагревается всего на 2 °С; если топливо нагреется, например, на 3 000 °С и испарится, а затем вылетит из технологического канала, как из ствола орудия, то графит нагреется всего на 6 °С. Это свойство РБМК хорошо известно операторам АЭС. Часть графита могла вылететь из реактора за счет механического сцепления с циркониевой трубой технологического канала.

Цель данной работы – уточнение событий, происшедших в процессе аварии, с учетом химических и ядерных реакций. Общепринято мнение, что на IV блоке ЧАЭС имела место неуправляемая цепная реакция деления, обусловленная недоработками в конструкции реактора и нарушением регламента операторами [1]. Причины

этой катастрофы те же, что привели к аварии на I блоке Ленинградской АЭС в 1975 г. [3, 4].

Для всех реакторов типа РБМК свойственна пространственная неустойчивость нейтронного поля из-за их "больших" размеров по сравнению с длиной миграции и наличия положительных обратных связей по мощности через паровой коэффициент реактивности. В активной зоне большого реактора много критических масс и они слабо связаны друг с другом, причем РБМК является "большим" и по диаметру, и по высоте. Эффект неустойчивости нейтронного поля не был учтен в проекте I блока Ленинградской АЭС. Эти пространственные колебания нейтронного потока приходилось нейтрализовать перемещением регулирующих стержней, осуществляемым оператором вручную.

Неудивительно, что наступил момент, когда оператор с ними не справился. В результате в декабре 1975 г. произошел перегрев более 42-х топливных сборок. Температура оболочек твэлов в них превысила 1 600 °С. Только два корпуса высокого давления из циркониевого сплава разрушились, иначе последствия такой аварии могли быть такими же катастрофическими, как на IV блоке ЧАЭС. Авария на ЛАЭС и Чернобыльская катастрофа имеют одинаковую природу и отличаются только масштабом последствий, которые в свою очередь обусловлены различными начальными условиями (в основном "иодной ямой").

По решению Правительственной комиссии, которая расследовала причины этой аварии, разработан комплекс технических решений, повысивших устойчивость пространственного распределения мощности. Этот комплекс включал систему локальных регуляторов мощности (ЛАР). В каждом достаточно большом объеме активной зоны был предусмотрен собственный автоматический регулятор мощности. Эта система удовлетворительно поддерживала необходимое распределение мощности, т.е. соотношение мощности между почти независимыми областями активной зоны. Именно поэтому в большом реакторе воз-

никает регламентное ограничение на минимальное количество регулирующих стержней, которое операторы нарушили при проведении испытаний.

26 апреля 1986 г. на IV блоке ЧАЭС проводились запланированные заранее испытания штатной системы безопасности перед вводом ее в эксплуатацию. Аналогичные испытания были и на других блоках РБМК. Эта система не была своевременно испытана и введена в действие при пуске IV блока ЧАЭС. Она использует выбег турбогенератора для электроснабжения главных циркуляционных насосов (ГЦН) при их обесточивании.

Система разработана для реакторов типа ВВЭР-440, которые имеют герметичные насосы с очень малым выбегом, что создавало опасный перегрев оболочек твэлов при полном обесточивании ГЦН. Необходимость применения такой системы для РБМК весьма сомнительна, так как РБМК может работать на естественной конвекции при мощности до 40 %. Тот факт, что регламентирующие органы разрешили эксплуатацию блока без этой системы, характеризует степень ее ненужности.

При испытании планировалось вывести реактор на мощность 200 МВт, что примерно соответствует мощности остаточного тепловыделения, затем обесточить половину ГЦН и опробовать их электроснабжение за счет выбега турбогенератора.

Перед испытанием реактор находился в глубокой "иодной яме", которая по нашей оценке временно уменьшила запас реактивности на 2,9 % и существенно увеличила паровой эффект реактивности. Это имеет принципиальное значение. Такое испытание в тех же условиях приведет к такой же аварии. В процессе химических реакций имело место дополнительное освобождение положительной реактивности.

Перед взрывом температура графитовой кладки равнялась примерно 500 °С. Расход теплоносителя был больше номинального за счет включения резервного ГЦН. Из-за большой потери реактивности в "иодной яме" для вывода на мощность опе-

раторам пришлось извлечь из активной зоны существенно большее число регулирующих стержней, чем это допускалось регламентом. В результате этого некоторые части активной зоны не управлялись ЛАР. Поэтому с точки зрения неустойчивости нейтронного потока в IV блоке условия приблизились к условиям на I блоке ЛАЭС в 1975 г. По-видимому, именно в юго-восточном секторе было извлечено наибольшее число регулирующих стержней. Поэтому начальная стадия развития аварии на IV блоке была практически такой же, как на ЛАЭС в 1975 г.

Часть каналов перегрелась за счет неконтролируемого роста нейтронного потока в отсутствие локальных регуляторов. По сравнению с аварией на ЛАЭС положение усугублялось тем, что реактор находился в "иодной яме", когда паровой эффект реактивности становится существенно больше, а также тем, что была нажата кнопка сброса всех регулирующих стержней, дающего в этом случае в начале движения положительную реактивность. В результате этого перегрето в несколько раз большее число каналов по сравнению с аварией 1975 г. Увеличение мощности сопровождалось вскипанием теплоносителя.

Когда наступил кризис теплообмена и температура циркониевых оболочек твэлов части активной зоны достигла 1000 °С, начал образовываться водород за счет парциальной реакции  $Zr + H_2O = ZrO_2 + H_2$  в количестве 1000 нормальных кубометров. Это привело к резкому возрастанию гидравлического сопротивления в контуре циркуляции теплоносителя, увеличению реактивности за счет вытеснения воды из активной зоны. В результате этого на 4-й секунде после срабатывания стержней аварийной защиты (АЗ-5) ГЦН с работающими электроприводами уменьшили расход в 2 раза в соответствии со своей "напор-расходной" характеристикой, что является надежно зафиксированным фактом. При этом ГЦН, работающие на выбеге, сразу остановились, что также зафиксировано в виде недостоверных показаний датчиков их расхода (обратного тока воды через ГЦН).

Еще через 2 секунды все ГЦН восстановили свой расход, что однозначно следует трактовать как множественное разрушение циркониевых труб технологических каналов, несущих давление теплоносителя, так как в этом случае резко снижается гидравлическое сопротивление для ГЦН.

Множественное разрушение труб высокого давления обусловлено тем, что при дальнейшем увеличении мощности реактора температура перегретого пара превысила  $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$  и трубы из сплава циркония потеряли прочность. Это произошло в юго-восточном секторе реактора. При множественном практически одновременном разрушении каналов высокого давления имел место мощный гидравлический удар, который деформировал опору реактора, опустив ее на 4 м. Такой удар мог вызвать соответствующие сейсмические явления, которые зарегистрированы сейсмологами и послужили основанием для гипотез о сейсмических причинах Чернобыльской катастрофы.

После разрушения многих каналов высокого давления пар и водород с температурой  $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$  начали поступать в графитовую кладку, где проходила эндотермическая химическая реакция  $\text{H}_2\text{O} + \text{C} = \text{CO} + \text{H}_2$ . Роль других химических реакций практически несущественна. В это время реактор работал как гигантский газогенератор с ядерным источником тепла. Когда избыточное давление в графитовой кладке превысило  $3,5\text{ кг/см}^2$ , корпус реактора разрушился. Это первый паровой взрыв, опрокинувший верхнюю конструкцию реактора и выбросивший часть топлива и графита.

Из реактора в Центральный зал поступили водород и моноокись углерода (СО) в количестве более 10 000 куб. метров, которые, смешавшись с воздухом, образовали взрывоопасную смесь. Взрыв смеси инициировали, например, куски графита, имевшие температуру порядка  $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ . Это второй объемный взрыв, который и придал соответствующий характер разрушению здания реактора, обусловил наличие сажи при взрыве СО и темнокрасный цвет пламени. Таким образом, важнейшую роль во взрыве реактора IV блока сыграли химиче-

ские реакции: паро-циркониевая реакция в топливных каналах и образование СО в графитовой кладке.

Взорвалась только часть активной зоны, в которой было потеряно управление из-за извлечения регулирующих стержней сверх допустимого регламентом. Оставшаяся часть была в подкритическом состоянии.

Последующее протекание аварийного процесса условно можно разделить на следующие этапы: 1) первые сутки после взрыва; 2) выход реактора на мощность и разогрев активной зоны до 30 апреля; 3) разрушение оболочек твэлов, образование новой конфигурации активной зоны с дальнейшим ростом реактивности, температуры активной зоны и увеличением выброса продуктов деления, начиная с 30 апреля; 4) разрушение циркониевых труб высокого давления, прямой контакт графита с топливными таблетками в интервале 4-6 мая.

После взрыва реактора в течение первых часов казалось, что дальше хуже не будет, реактор остынет, так как остаточное тепловыделение быстро уменьшается. Так было при всех авариях. С воздуха ночью видны светящаяся активная зона, днем пар, выходящий из разрушенного реактора. В это время в графитовой кладке имела место следующая реакция:  $2\text{C} + \text{O}_2 = 2\text{CO}$ . Другие реакции с образованием  $\text{CO}_2$  пренебрежимо малы из-за избытка графита или недостатка кислорода. При этом температура графита в начальный момент была порядка  $500\text{ }^{\circ}\text{C}$ , при которой скорость этой реакции невелика. Небольшое количество СО смешивается с холодным воздухом в пространстве над реактором и имеет относительно невысокую температуру. Поэтому пожара над реактором в течение первых суток после взрыва не было.

Второй этап начинается на вторые сутки после взрыва. Реактор начал выходить на мощность в результате распада иода и ксенона-135 (выход из "иодной ямы"). Избыток реактивности компенсировался соответствующим повышением температуры. Выход активности резко увеличился. Из-за

разогрева реактора скорость химической реакции  $2C + O_2 = 2CO$  резко возросла и над реактором возник пожар, в котором горела СО. Примерно 29 апреля после почти полного распада иода и ксенона освободилась максимальная реактивность  $\Delta k = 2,9\%$  и реактор разогрелся до максимальной температуры, которую можно оценить следующим образом.

Если принять, что доплеровский коэффициент равен примерно  $dk/dt = 2,9 \cdot 10^{-5}$  1/град, то средняя по объему активной зоны температура топлива должна возрасти на величину  $\Delta T = \Delta k / (dk/dt) = 0,029 / (2,9 \cdot 10^{-5}) = 1000$  °С. За счет интенсивной естественной циркуляции воздуха нижняя часть реактора имела сравнительно низкую температуру порядка 30 °С. Поэтому максимальная температура топлива должна быть 2 000 °С, чтобы средняя температура топлива равнялась 1000 °С. Освобождение положительной реактивности после выхода из "иодной ямы" определило состояние аварийного реактора, получившее название активной фазы.

Установившийся после разогрева реактора уровень мощности определяется избыточной реактивностью 2,9 % и расходом воздуха через разрушенные коммуникации реактора за счет естественной конвекции. Циркуляция воздуха в разрушенном реакторе объясняет многие проходившие в нем процессы. Она имела место везде, где выделялось тепло. Важно отметить следующие три параллельных контура циркуляции воздуха. Первый из них включает тракты каналов в юго-восточном секторе, разрушенные в их нижней части, раздаточные коллекторы и остальные каналы, разрушенные в верхней части. Холодный воздух поступает через разрушенные каналы юго-восточной части, далее в раздающие коллекторы и из них в каналы, разрушенные в верхней части. Этот воздух охлаждает топливо. Расход воздуха в этом контуре оценен равным  $G = 40$  кг/с, а теплоемкость воздуха  $C = 1,0$  кДж/(кг·град).

Мощность реактора при таком расходе воздуха  $N = GC\Delta T = 40 \times 1,0 \times 2\,000 = 80\,000$  кВт. При среднем значении температуры

топлива его максимальное значение должно быть равным 2 000 °С. Разница температуры между топливом и теплоносителем-воздухом невелика из-за малой мощности. Поэтому подогрев воздуха в каналах с топливом равен примерно 2 000 °С. Тепловосприятие в активной зоне за счет эндотермических реакций восстановления металлов оценено примерно в 3 Мвт. Увеличение или уменьшение тепловосприятия за счет химических реакций приведет соответственно к увеличению или уменьшению мощности.

Второй контур естественной циркуляции воздуха образован зазором между корпусом реактора и графитовой кладкой и зазорами в графитовой кладке. Холодный воздух поступает по зазору между корпусом и графитовой кладкой, далее в зазоры графитовой кладки, охлаждает ее и выходит через верхнюю часть разрушенного реактора в пространство над ним. Третий контур естественной циркуляции в подреакторных помещениях охлаждает трубы, подающие воду в каналы реактора при работе в нормальных режимах. Здесь воздух начинает интенсивно циркулировать, когда в эти трубы начинает поступать расплавленный уран.

Воздух, поступающий в каналы с топливом, при высокой температуре активно окисляет циркониевые оболочки по следующей химической реакции:  $Zr + O_2 = ZrO_2$ . При этом оболочки твэлов разрушались.

Третий этап протекания аварии наступил после полного разрушения оболочек твэлов в каналах и осыпания их. Удаление циркониевых оболочек твэлов из активной зоны по расчету приводит к росту реактивности примерно на 1,2 %. Соответственно увеличивается средняя температура топлива примерно на 350 °С и мощность реактора возрастает до 110 Мвт. При этом температуры воздуха на выходе реактора и топлива в верхней части активной зоны увеличились до 2 700 °С.

При столь высокой температуре начали быстро окисляться и разрушаться циркониевые трубы каналов реактора. В верхней

части они могли бы даже плавиться. Это стало началом четвертого этапа аварийного процесса. Полное окисление, осыпание и плавление этих труб могло бы привести к удалению из активной зоны большого количества циркония и появлению за счет этого дополнительной реактивности порядка 1,5 %. Соответственно мощность реактора и температура могли бы возрасти еще больше. В верхней части активной зоны в первую очередь образовалась хаотическая засыпка таблеток топлива и возможно некоторого количества фрагментов окисленных циркониевых каналов.

Такое изменение, наступившее примерно 30 апреля – 1 мая, привело к непосредственному контакту таблеток  $UO_2$  с графитом. Началось интенсивное восстановление урана и других окислов продуктов деления. Это привело к увеличению выброса радиоактивности в 4 раза. По существу реактор работал как неоптимальная доменная печь для выплавки металлического урана, плутония и продуктов деления из их окислов. По мере стекания восстановленного металлического урана зона высокой температуры опускалась ниже. Процесс восстановления протекал подобно горению свечи.

При непосредственном контакте реакции восстановления имели вид  $C + UO_2 = U + 2CO_2$ ,  $MeO + C = Me + CO_2$ . Для оценки принципиальной осуществимости химического процесса восстановления урана графитом выполнены расчеты изменения изобарно-изотермического потенциала (энергии Гиббса) при атмосферном давлении и различной температуре. При этом использовались методика и исходные данные по изменению энтальпии и энтропии химических реакций из работ [5, 6]. Эти оценки показали, что реакция восстановления урана графитом возможна при температуре более  $500^\circ C$  в бескислородной атмосфере. Отсутствие кислорода обеспечивалось интенсивным окислением графита при высокой температуре.

Восстановленный уран (температура плавления  $1100^\circ C$ ) стекал в нижние стальные трубы, через которые подавался теплоноситель и которые хорошо сохрани-

лись, так как охлаждались воздухом. В них металлический уран застывал. При этом постепенно уран уходил из графитовой кладки. Когда процесс восстановления закончился, цепная реакция деления прекратилась, так как уран отделился от графита. Графит догорел, и выброс активности уменьшился сначала в 1000 раз, а затем в миллион раз, что произошло 6 мая. Металлический плутоний при высокой температуре возгонялся, и потому его концентрация в уране невелика.

В юго-восточном секторе реактора первым взрывом были повреждены опора реактора и коммуникации подвода теплоносителя. Поэтому восстановленный уран стекал и в нижние помещения, где взаимодействовал с бетоном при температуре  $1100^\circ C$  и образовал так называемые топливосодержащие лавовые массы, количество которых вполне соответствует масштабу перегретой части активной зоны, полученному в работе [1]. Оценка времени протекания процесса после взрыва хорошо совпадает с реальной длительностью процесса. Недостающий уран следует искать в металлоконструкциях подвода воды в реактор, которые не подвергались бурению. Обнаружение в них металлического урана будет подтверждением изложенной здесь версии.

Именно из-за химических реакций за счет тепла цепной ядерной реакции большая часть летучих продуктов деления: газы, иод, цезий, стронций и плутоний вылетели из реактора и распространились по всему миру. В разрушенном реакторе остались только высококипящие продукты деления. Именно поэтому выход активности после 6 мая уменьшился в миллион раз. Под саркофагом остались в основном тугоплавкие продукты деления.

Необходимо естественно объяснить, почему в шахте реактора почти нет следов воздействия высокой температуры и как туда попали бетонные блоки, сохранившие краску. В бетонной шахте имеется зазор между бетоном и графитовой кладкой шириной более 0,5 м. После взрыва через этот зазор поступал холодный воздух, который далее по щелям и каналам в графитовой

кладке проникал в графит, где протекали вышеупомянутые химические реакции. Образовавшаяся в результате химических реакций смесь азота и СО при температуре примерно 450 °С выходила в пространство над реактором, где смешивалась с воздухом и образовывала факел пламени, который был всем хорошо виден.

### Заключение

Предложена новая версия исходных событий, приведших к взрыву реактора IV блока ЧАЭС, основанная на неустойчивости нейтронного потока в реакторе больших размеров. Характер разрушения реакторного зала свидетельствует, что в нем произошел объемный взрыв смеси воздуха с водородом и окисью углерода.

Распад ксенона и иода привел к возобновлению цепной реакции деления, тепло которой пошло на восстановление окиси урана, плутония и продуктов деления. Выход аварийного реактора на мощность порядка 80 Мвт с последующим увеличением до 110 Мвт обусловил особенно тяжелые радиационные последствия через сутки после взрыва.

Химические реакции играли важную роль в процессе катастрофы на IV блоке Чернобыльской АЭС на этапе до взрыва, при взрыве и после взрыва, объясняя важные детали. В заключительной стадии реактор работал как неоптимальная доменная печь, в которой окись урана, окись плутония и окислы продуктов деления восстанавливались в металлы.

Металлический уран находится в нижних металлоконструкциях подвода воды в реактор, а металлический плутоний возгорялся, заражая тридцатикилометровую зону вокруг Чернобыля.

В процессе развития аварии подавляющая часть продуктов деления с температурой кипения меньше 2 000 °С покинула ре-

актор. В саркофаге остались только высококипящие продукты деления. Поэтому содержимое саркофага не представляет опасности с точки зрения существенного выхода радиоактивности.

Автор надеется, что публикация этой работы вызовет интерес различных специалистов к более тщательному исследованию роли химических реакций в Чернобыльской катастрофе.

Автор благодарен Е.В. Бурлакову за ценные замечания. Особая благодарность кандидату химических наук В.К. Попову за выполненные расчеты по обоснованию возможности химических реакций.

### Список литературы

1. *Адамов Е.О., Черкашев Ю.М., Подлазов Л.Н. и др.* Причины аварии на Чернобыльской АЭС. Обзор исследований за 10 лет. Труды Межд. семинара "Уроки Чернобыля". Технические аспекты. Десногорск, Смоленская АЭС, 15-19 апреля 1996 г., с. 19-35.
2. *Черкашев Ю.М., Новосельский О.Ю., Жуков Н.И. и др.* Там же, с. 224-251.
3. *Кузьмин А.Н.* 40 лет с РБМК. История Атомной энергетики Советского Союза и России, вып. 3. М.: ИздАТ, 2002. С. 156-170.
4. *Бурлакова Е.Б., Кузнецов В.М., Москаленко В.А. и др.* Неизвестный Чернобыль: история, события, факты. М.: Изд-во МНЭПУ, 2006. С. 331-336.
5. *Карапетьяниц М.Х.* Введение в теорию химических процессов. М.: Высшая школа, 1981.
6. *Рябин В.А., Остроумов Н.А., Свит Т.Ф.* Термодинамические свойства веществ. Справочник. Л.: Химия, 1977.

*Контактная информация об авторе статьи – Гришанин Евгений Иванович, гл. специалист, тел.: (495)392-38-71 (дом.), e-mail: egrishanin@orexovo.net*

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 20-26.

## Применение комплекса программ SUHAM-2D для расчета двумерного бенчмарк-эксперимента на сборке VENUS-2 с урановым и MOX топливом

*В.Ф. Бояринов, В.А. Невиница,*

РНИЦ "Курчатовский Институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 29.12.2008 г.

Проведены и описаны сравнительные расчеты по комплексу SUHAM-2D двумерного бенчмарк-эксперимента на сборке VENUS-2 с урановым и MOX топливом. Сравнение проведено с результатами как эксперимента, так и расчета по другим программам.

*Ключевые слова:* комплекс программ SUHAM-2D, верификация, VENUS-2, сравнительные расчеты.

**Application of Code System SUHAM-2D for Calculation of the Two-Dimensional Experiment VENUS-2 with Uranium and MOX Fuel.** *V.F. Boyarinov, V.A. Nevinitza. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.* Comparative calculations of two-dimensional benchmark experiment VENUS-2 with uranium and MOX fuel by code system SUHAM-2D have been carried out and described. Comparison has been carried out with both experimental results and calculations by other codes.

*Key words:* Code System SUHAM-2D, Verification, VENUS-2, Comparative Calculations.

### Введение

Вариант комплекса программ SUHAM-2D [1, 2] в связке с модулями комплекса UNK [3] – SUHAM-U-2D [2, 4] разрабатывается для решения двумерных нейтронно-физических задач в активной зоне (а.з.) ядерных реакторов с треугольной и квадратной решетками. При этом модули программы UNK используются для подготовки групповых сечений изотопов и материалов. Модули программы SUHAM применяются для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов в а.з. реактора методом поверхностных гармоник (МПГ) [5...9].

МПГ – это метод решения уравнения переноса нейтронов во всем объеме а.з. ядерного реактора, обладающий преимуществами детерминистических (точность расчета) и инженерных (вычислительные затраты) методов. В работах [2, 4] приведено описание первого варианта комплекса SUHAM-U-2D, проведен выбор числа и границ энергетических групп, выполнена начальная верификация.

В работах [10...12] приведено описание верификации комплекса SUHAM-2D на бенчмарк-расчетах ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом, т.е. на объектах с треугольной решеткой. Данная работа по-

священа дальнейшей верификации и валидации комплекса SUHAM-2D на двумерном бенчмарк-эксперименте VENUS-2 [13] с урановым и MOX топливом и на расчетах этого бенчмарка по другим программам. Следует отметить, что сборка VENUS-2, во-первых, представляет собой объект с квадратной решеткой блоков и, во-вторых, включает в себя а.з. и окружение (отражатель и пр.). Поскольку комплекс SUHAM-2D предназначен для расчета только а.з., окружение смоделировано как ее часть.

### 1. Описание сборки VENUS-2

Сборка VENUS-2 представляет собой реактор нулевой мощности типа PWR, а.з. которого состоит из 12 топливныхборок трех разных типов. В центральной части сборки расположен заполненный водой канал прямоугольного сечения, отделенный от а.з. стальной перегородкой. Этот канал со всех сторон окружен десятью рядами твэлов, содержащих диоксид урана с обогащением 3,3 % весовых, с оболочкой из циркалоя. В этой же зоне размещены стержни с поглотителем Ругех (типа боросиликатного стекла) в стальной оболочке, моделирующие типичные кластеры поглощающих элементов реактора типа PWR.

Топливные стержни этой зоны содержат небольшую добавку естественного бора в качестве выгорающего поглотителя.

Зона 3,3 % обогащения окружена семью рядами твэлов из диоксида урана с обогащением по  $^{235}\text{U}$  4,0 % весовых в стальной оболочке. Периферийная часть а.з. (внешние 8 рядов твэлов) загружена MOX топливом с содержанием плутония 2,7 % весовых и  $^{235}\text{U}$  2,0 % весовых также в стальных оболочках.

Зона с MOX топливом, представляющим собой твэлы в квадратной упаковке, отделена от водного отражателя стальной перегородкой. Пространство между внутренней и внешней перегородками заполнено водой.

Вся конструкция размещается в цилиндрическом баке (barrel), который в свою очередь вставлен в чехол (jacket), пространство между стенками бака и чехла заполнено водой. В этот водяной зазор помещен цилиндрический слой из стали (neutron pad), моделирующий защиту реактора. Чехол размещен в корпусе реактора, также заполненном водой.

Изотопные композиции урана для всех трех топливных зон, а также плутония и конструкционных материалов, приведены в [13]. Там же показаны результаты измерения температуры воды. На рис. 1 представлен вид сборки VENUS-2 в плоскости XY.

Из рис. 1 видно, что

- а.з. критсборки в горизонтальном плане имеет крестообразную форму с сектором симметрии в  $45^\circ$ ;
- в плоскости XY а.з. окружена цилиндрическим корпусом;
- в зонах между а.з. и цилиндрическим корпусом, вне цилиндрического корпуса, между твэлами и поглотителями, внутри внутренней перегородки, а также сверху и снизу а.з. находится вода.

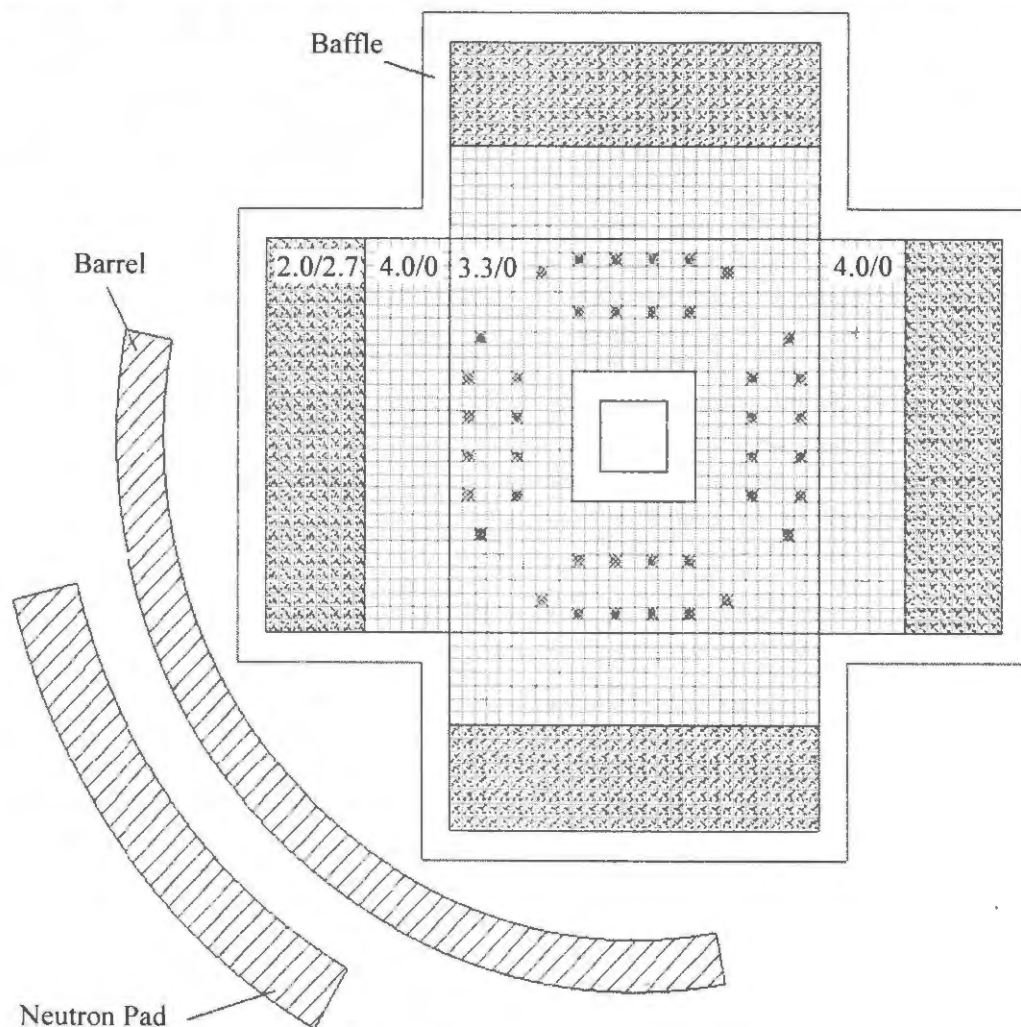


Рис. 1. Вид сборки VENUS-2 в плоскости XY

В представленной расчетной модели сборка ограничена цилиндрической поверхностью с радиусом, совпадающим с внутренним радиусом чехла, который расположен практически сразу же за фрагментом защиты (neutron pad).

На рис. 2 представлены расположение зон, поглощающих элементы, нумерация твэлов, их рядов и столбцов. Шаг решетки твэлов равен 1,26 см.

Для расчетов по программному комплексу SUHAM-2D расчетная модель несколько модифицирована. Это связано с тем, что в настоящее время модули, отвечающие за формирование граничных условий на криволинейной или ломаной внешней границе (рис. 1), в комплексе SUHAM-2D отсутствуют. Поэтому модель сектора симметрии 1/4 сборки дополнена до квад-

рата ячейками с составом, соответствующим изотопному составу чехла (рис.3). Номенклатура использованных типов ячеек:

- вода внутреннего бассейна;
- внутренняя стальная перегородка;
- а.з. 3,3 и 4,4 % обогащения по урану-235;
- MOX топливо;
- поглотитель Pyrex;
- внешняя стальная перегородка (baffle) на границе с урановыми ячейками;
- внешняя стальная перегородка на границе с MOX топливом;
- водный отражатель;
- стенка бака;
- водный зазор;
- стальная защита;
- чехол.

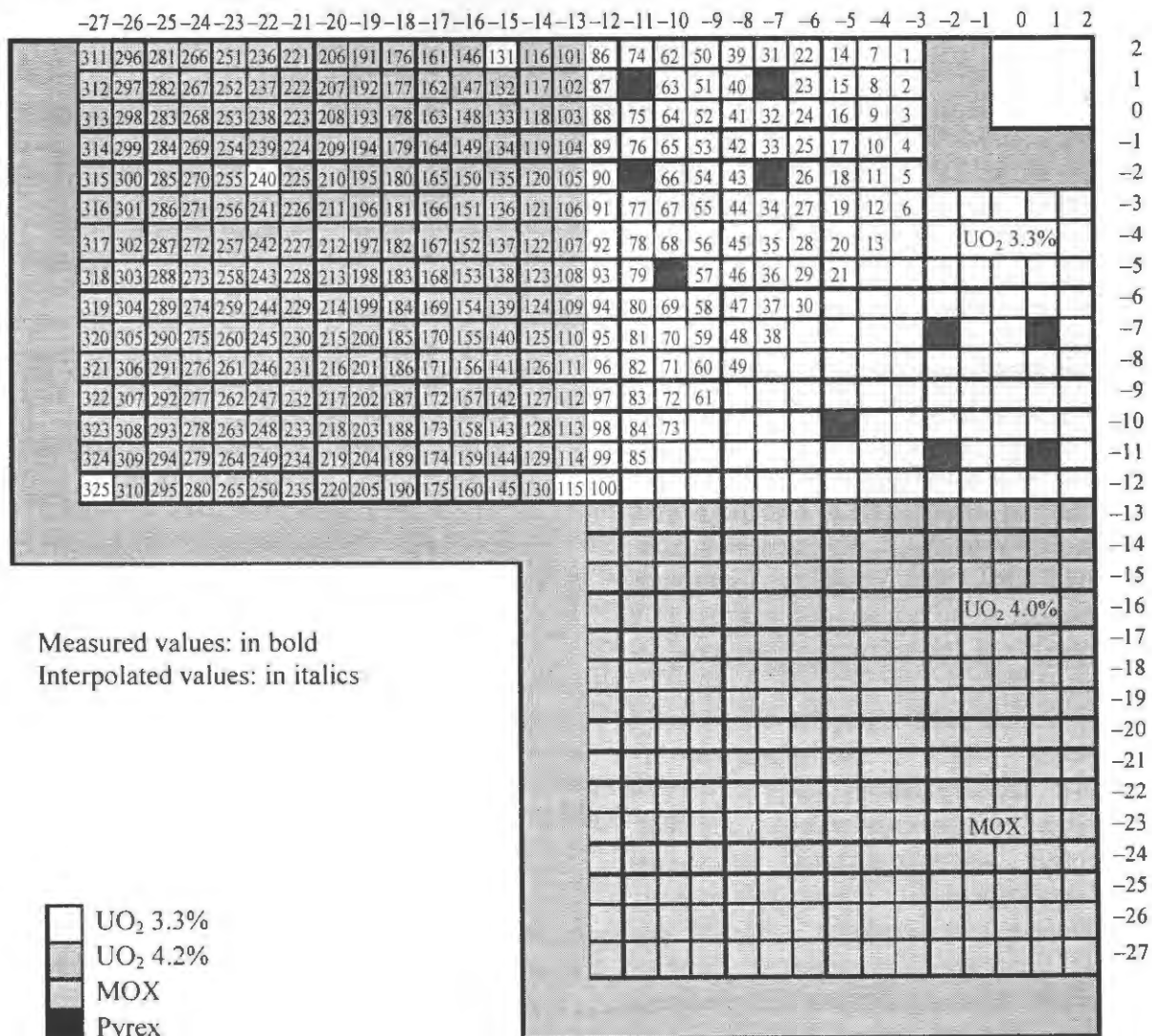


Рис. 2. Нумерация твэлов в расчетной модели сборки VENUS-2

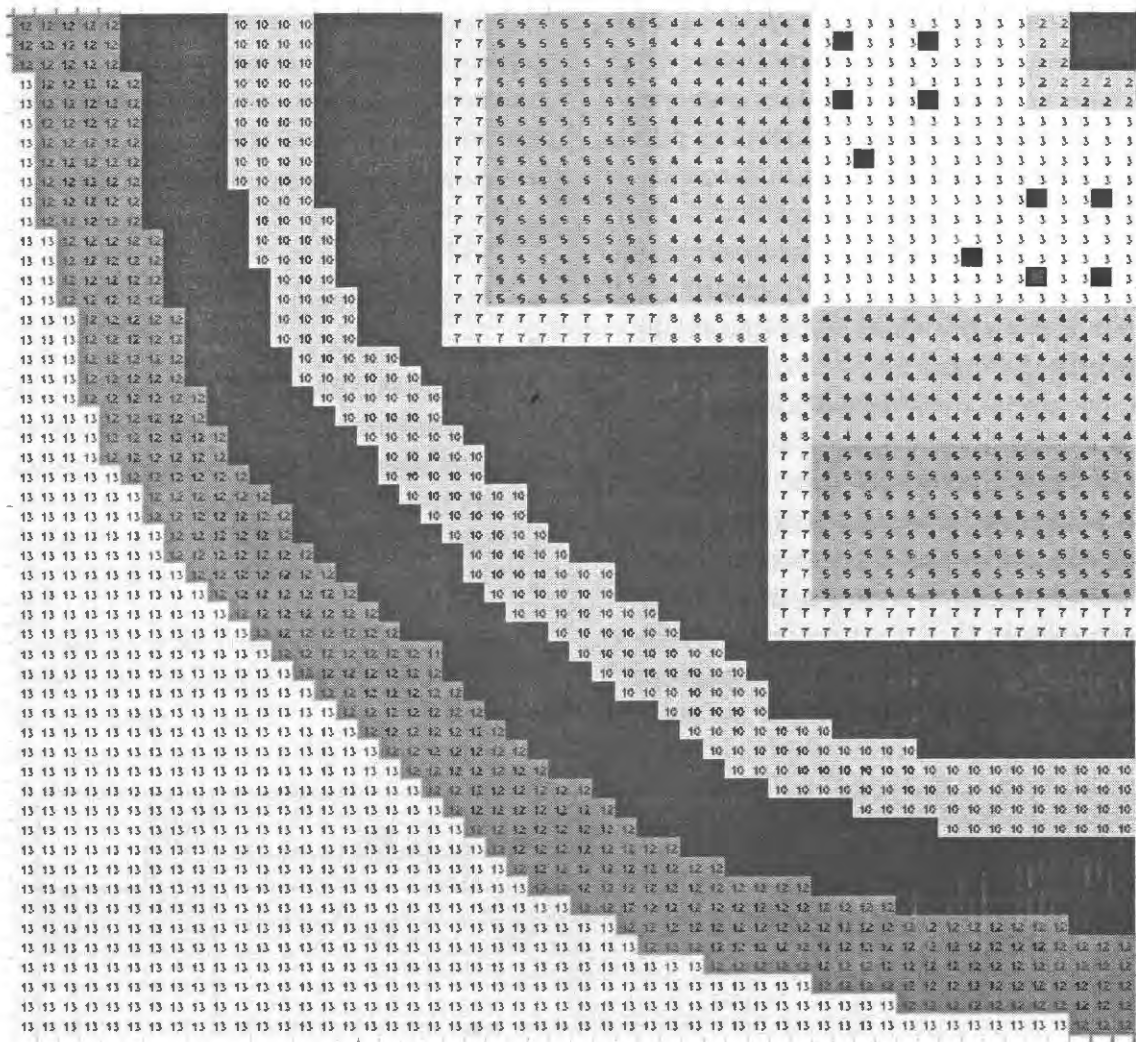


Рис. 3. Расчетная модель для программного комплекса SUHAM-2D

## 2. Описание расчетов по комплексу SUHAM-2D

Для расчета двумерной модели критической сборки применялся программный комплекс SUHAM-2D с библиотекой констант В645 [14]. Для расчета групповых макроконстант использовались входящие в состав комплекса соответствующие модули программы UNK.

В настоящей работе расчет проводился при помощи МПГ с применением 12-группового представления энергетической зависимости макроскопических сечений, 12-групповые макроконстанты получены путем энергетической свертки по спектру эквивалентных ячеек, расчет которых выполнялся методом вероятности первых столкновений в микрогруппах. Для расчета резонансной блокировки для изотопов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  и Zr-ест. ис-

пользовалось описание области замедления в 7 400 микрогруппах.

Эквивалентные ячейки подготовлены для всех зон двумерной модели сборки, включая фрагмент защиты и чехол. При подготовке 12-групповых констант продольная утечка нейтронов учитывалась путем экспериментальных аксиальных баклингов [13]. Решение группового уравнения переноса нейтронов по программе SUHAM-2D проводилось с помощью МПГ с 3-мя пробными матрицами на каждую ячейку.

## 3. Результаты расчетов

В работе [13] кроме экспериментальных результатов представлены результаты расчетов рассматриваемого бенчмарк-эксперимента 12-ю расчетными группами, при этом 6 групп использовали программы, реализующие метод Монте-Карло, а ос-

Таблица 1.  $k_{\infty}$  ячеек

Тип ячейки, обогащение U/Pu, %	SUHAM-2D	Среднее значение по детерминистическим расчетам	Среднее значение по Монте-Карло расчетам	Среднее значение по всем расчетам
UO <sub>2</sub> , 3,3/0	1,40834 0,31 <sup>*)</sup> 0,03 <sup>**)</sup> 0,17 <sup>***)</sup>	1,40400	1,40786	1,40593
UO <sub>2</sub> , 4,0/0	1,33878 0,26 -0,04 0,11	1,33527	1,33925	1,33726
MOX, 2,0/2,7	1,25667 0,10 -0,11 0,00	1,25546	1,25800	1,25673

<sup>\*)</sup> отличие в % от среднего значения по детерминистическим расчетам

<sup>\*\*)</sup> отличие в % от среднего значения по Монте-Карло расчетам

<sup>\*\*\*)</sup> отличие в % от среднего по всем расчетам

тальные 6 – программы, реализующие детерминистические методы. Следует отметить, что некоторые расчетные группы применяли одни и те же расчетные программы, а некоторые – несколько моделей расчета по одной программе.

В табл. 1 приведены сравнительные результаты расчета  $k_{\infty}$  элементарных ячеек для всех типов твэлов, использованных в сборке. В комплексе SUHAM-2D  $k_{\infty}$  ячеек рассчитывались модулем РАЦИЯ [15] методом поверхностных псевдоисточников [16], при этом применялось граничное условие, близкое к зеркальному отражению на квадратной границе ячейки [17]. Видно, что рассчитанные по SUHAM-2D значения  $k_{\infty}$  ячеек хорошо согласуются с расчетами по другим программам.

Результаты сравнения со средними значениями по Монте-Карло расчетам и по

всем расчетам подтверждают оценку точности расчета  $k_{\infty}$  ячеек по программе SUHAM-2D в 0,2 %, данную в работе [12] для ячеек ВВЭР-1000. Отличие от среднего значения по детерминистическим расчетам несколько большее – 0,3 %. В табл. 2 приведены сравнительные результаты расчета  $k_{эфф}$  сборки.

Видно, что SUHAM-2D заметно занижает  $k_{эфф}$  сборки по сравнению с экспериментальными и расчетными значениями. Только расчеты по программам DORT и GNOMER дают меньшие значения  $k_{эфф}$ . По-видимому, это связано в первую очередь с моделированием окружения а.з.

В табл. 3 приведены сравнительные интегральные характеристики точности расчета энерговыделения (реакции деления). Сравнение проведено с экспериментальными значениями, средними значениями по

Таблица 2.  $k_{эфф}$  сборки

Эксперимент	SUHAM-2D	Среднее значение по Монте-Карло расчетам	Среднее значение по всем расчетам
1,0	0,99454 -0,55 <sup>*)</sup> -0,53 <sup>**)</sup> -0,30 <sup>***)</sup>	0,99983	0,99758

<sup>\*)</sup> отличие в % от экспериментального значения

<sup>\*\*)</sup> отличие в % от среднего значения по Монте-Карло расчетам

<sup>\*\*\*)</sup> отличие в % от среднего по всем расчетам

Т а б л и ц а 3. Интегральные характеристики точности расчета энерговыделения, %

SUHAM-2D			
Величина	Урановое топливо с обогащением		МОХ топливо
	3,3	4,0	
Max( $\delta E_i$ )	- 4,8	8,0 (5,9) <sup>*</sup>	6,5
AVG	- 0,9	- 0,1 (- 0,1) <sup>*</sup>	2,5
RMS	1,8	2,2 (2,1) <sup>*</sup>	3,3
Среднее по всей зоне	0,61		
RMS по всей зоне	2,5 <sup>*</sup>		
Средние значения по всем расчетам			
AVG	- 1,57	- 0,74	4,3
Среднее по всей зоне	0,85		
MCNP-4B, GRS			
Max( $\delta E_i$ )	8,5	7,1 (- 5,3) <sup>*</sup>	- 4,0
AVG	- 0,65	- 0,95	3,16
Среднее по всей зоне	0,68		

<sup>\*</sup> ошибочное значение 1,05 энерговыделения в точке ( $x = - 25,83, y = 6,93$ ) из [13] заменено на 1,105, полученное интерполяцией

всем программа и расчетом GRS [13] по программе MCNP-4B. В качестве интегральных характеристик точности использовались следующие характеристики:

- Max( $\delta E_i$ ) – максимальное отклонение локального энерговыделения в твэлах от экспериментального значения (с учетом знака);
- AVG (average pin power percent error) – среднее отклонение локального энерговыделения по всем твэлам от экспериментальных значений;
- RMS (root mean square of the power percent error distribution) – среднеквадратическое отклонение локального энерговыделения по всем твэлам от экспериментальных значений.

Формулы для AVG и RMS имеют вид

$$AVG = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N e_n, \quad (1)$$

$$RMS = \frac{1}{\sqrt{N}} \sqrt{\sum_{n=1}^N e_n^2}. \quad (2)$$

Здесь  $N$  – суммарное число твэлов,  $e_n$  – рассчитанное процентное отклонение энерговыделения для  $n$ -го стержня от значения, принятого за эталонное.

С учетом того, что погрешность экспериментально измеренных значений энерговыделения [13] составляет 1,7 % в твэлах с урановым топливом и 2,5 % в твэлах с

МОХ топливом, следует отметить, что погрешность рассчитанных значений как по программе SUHAM-2D, так и по ссылочным программам в некоторых точках выходит за рамки погрешности эксперимента.

Видно, что программа SUHAM-2D дает точность расчета энерговыделения в твэлах, сравнимую с точностью расчета по программе MCNP-4B и заметно лучшую по сравнению со средними значениями по всем расчетам.

Отметим, что наибольшее отличие от экспериментально измеренных значений энерговыделения наблюдается на границе МОХ зоны с отражателем.

Рассчитанное по программе SUHAM-2D распределение энерговыделения в твэлах приведено в табл. 4, а в табл. 5 показаны относительные отклонения рассчитанных значений энерговыделения от экспериментальных в %.

Обращает на себя внимание тот факт, что максимальная погрешность, равная в настоящем случае 8 %, достигнута в точке ( $x = - 25,83, y = 6,93$ ), в которой наблюдается максимальная погрешность примерно той же величины практически для всех расчетов, приведенных в [13]. При этом в окружающих ячейках погрешность существенно ниже. Кроме этого, эта точка являет-

**Таблица 4.** Энерговыведение в расчетных ячейках (1 деление/(с-ячейка))

X→ Y↓	МОХ твэлы 2,7/2,0								Твэлы с обогащением 4,0 %							Твэлы с обогащением 3,3 %									
см	-37,17	-35,91	-34,65	-33,39	-32,13	-30,87	-29,61	-28,35	-27,09	-25,83	-24,57	-23,31	-22,05	-20,79	-19,53	-18,27	-17,01	-15,75	-14,49	-13,23	-11,97	-10,71	-9,45	-8,19	-6,93
0,63	0,461	0,535	0,606	0,676	0,747	0,824	0,919	1,074	1,063	1,196	1,282	1,344	1,395	1,447	1,531	1,255	1,247	1,356	1,393	1,351	1,250	1,310	1,316	1,250	1,085
1,89	0,459	0,533	0,603	0,673	0,744	0,821	0,916	1,070	1,059	1,192	1,278	1,341	1,391	1,443	1,515	1,193	Pyrex	1,295	1,372	1,290	Pyrex	1,253	1,309	1,249	1,076
3,15	0,454	0,528	0,597	0,666	0,737	0,813	0,908	1,062	1,051	1,184	1,271	1,333	1,386	1,440	1,526	1,252	1,246	1,357	1,397	1,358	1,260	1,323	1,330	1,258	1,065
4,41	0,448	0,520	0,588	0,657	0,727	0,803	0,897	1,049	1,040	1,172	1,259	1,323	1,376	1,432	1,520	1,250	1,245	1,358	1,400	1,364	1,269	1,337	1,347	1,276	1,072
5,67	0,438	0,509	0,576	0,644	0,713	0,788	0,881	1,032	1,024	1,156	1,243	1,308	1,363	1,420	1,500	1,187	Pyrex	1,295	1,382	1,312	Pyrex	1,297	1,364	1,314	1,133
6,93	0,427	0,496	0,562	0,628	0,696	0,770	0,861	1,010	1,004	1,134	1,222	1,288	1,347	1,409	1,508	1,252	1,255	1,347	1,405	1,398	1,332	1,397	1,414	1,378	1,287
8,19	0,413	0,480	0,544	0,609	0,675	0,747	0,837	0,984	0,979	1,108	1,196	1,264	1,326	1,394	1,506	1,272	1,308	1,291	1,394	1,440	1,445	1,459	1,456	1,429	
9,45	0,397	0,461	0,523	0,586	0,650	0,721	0,809	0,952	0,949	1,077	1,165	1,235	1,299	1,372	1,490	1,260	1,254	Pyrex	1,335	1,448	1,480	1,488	1,480		
10,71	0,378	0,440	0,499	0,559	0,622	0,690	0,776	0,915	0,914	1,039	1,127	1,199	1,266	1,345	1,472	1,265	1,324	1,304	1,409	1,470	1,494	1,499			
11,97	0,357	0,416	0,472	0,530	0,590	0,656	0,738	0,873	0,874	0,996	1,084	1,157	1,227	1,310	1,445	1,258	1,350	1,392	1,442	1,477	1,494				
13,23	0,334	0,390	0,443	0,497	0,554	0,617	0,696	0,825	0,828	0,947	1,034	1,107	1,180	1,267	1,407	1,235	1,341	1,399	1,440	1,467					
14,49	0,310	0,361	0,411	0,462	0,515	0,575	0,650	0,773	0,777	0,891	0,976	1,049	1,123	1,213	1,356	1,199	1,309	1,374	1,416						
15,75	0,284	0,331	0,377	0,424	0,474	0,530	0,600	0,715	0,720	0,827	0,908	0,980	1,053	1,143	1,287	1,146	1,260	1,329							

**Таблица 5.** Относительные отклонения рассчитанных значений энерговыведения от экспериментальных данных

X→ Y↓	МОХ твэлы 2,7/2,0								Твэлы с обогащением 4,0 %							Твэлы с обогащением 3,3 %									
см	-37,17	-35,91	-34,65	-33,39	-32,13	-30,87	-29,61	-28,35	-27,09	-25,83	-24,57	-23,31	-22,05	-20,79	-19,53	-18,27	-17,01	-15,75	-14,49	-13,23	-11,97	-10,71	-9,45	-8,19	-6,93
0,63	6,5	3,6	5,0	5,4	4,8	2,5	1,9	1,5	2,7	1,7	0,3	0,3	0,1	-1,5	-1,9	1,5	1,9	0,5	-0,3	-3,3	-3,3	-1,8	-1,0	0,1	0,5
1,89	4,8	3,7	4,5	4,6	3,8	3,0	1,0	0,5	2,5	1,9	0,7	0,3	0,0	-1,5	-2,6	0,8	Pyrex	0,9	-1,9	-2,3	Pyrex	-2,3	-2,6	-0,1	2,2
3,15	2,8	4,3	4,5	3,6	2,8	2,1	-0,1	0,1	2,4	2,1	0,7	0,8	0,4	-1,0	-2,0	0,5	1,1	-0,1	0,1	-2,2	-4,8	-3,0	0,1	-0,2	3,8
4,41	4,6	3,9	4,5	4,1	3,1	1,6	0,2	0,0	1,7	2,7	0,7	0,8	0,2	-1,4	-1,5	0,0	0,7	-0,6	0,9	-0,7	-3,0	-3,2	-2,9	0,5	-0,4
5,67	3,9	2,4	5,4	4,9	3,1	0,9	-0,1	0,1	0,8	2,6	0,1	0,3	0,2	-1,8	-2,4	0,0	Pyrex	-1,4	1,4	-1,5	Pyrex	-2,9	-0,7	1,2	0,2
6,93	4,1	4,0	5,8	4,8	3,4	1,8	0,3	-0,3	0,3	8,0 <sup>*)</sup>	0,7	0,5	-0,8	-1,9	-1,8	1,2	-0,4	0,1	2,0	-0,1	-3,1	-3,6	-1,0	0,0	-1,2
8,19	5,8	6,4	6,0	5,1	3,9	1,5	-0,5	0,6	0,8	2,5	1,9	0,0	-1,7	-2,1	-1,3	0,5	2,2	0,4	-0,3	-1,0	-2,9	-3,2	-1,8	-2,1	
9,45	3,8	3,2	5,9	4,8	3,6	0,8	-0,3	0,0	0,6	2,0	1,6	-0,1	-1,8	-3,2	-1,9	-1,1	-1,4	Pyrex	-3,4	-1,9	-2,3	-1,8	-1,9		
10,71	3,3	4,3	5,3	4,6	3,3	0,2	-1,8	-1,3	0,4	1,5	1,2	-0,1	-1,6	-3,0	-2,3	-1,0	1,5	-2,6	-1,9	-1,5	-1,6	-1,5			
11,97	4,1	3,5	5,2	4,7	2,0	0,1	-0,5	-1,3	0,4	0,4	0,8	-0,8	-2,3	-3,8	-2,3	-0,7	1,6	0,1	-1,6	-1,9	-1,9				
13,23	5,4	3,9	3,2	4,2	2,8	-0,5	1,1	-0,1	0,6	-0,6	0,2	-1,1	-3,2	-4,5	-2,7	-0,7	-1,6	-0,9	-1,4	-2,3					
14,49	3,2	2,0	4,3	3,3	1,5	-1,2	0,0	-0,2	0,1	0,9	0,1	-1,8	-3,5	-4,5	-3,0	-0,9	-2,9	-0,9	-2,3						
15,75	2,2	0,0	3,0	2,4	0,2	-2,1	-1,1	-0,9	0,5	2,3	0,1	-0,8	-2,5	-4,6	-3,0	-0,2	-0,1	-1,8							
17,01	2,9	1,3	1,3	1,3	1,0	0,2	1,4	1,2	2,0	4,2	1,6	0,8	0,7	-1,6	-2,0	0,2	-4,2								
18,27	4,8	0,7	1,2	2,2	3,2	3,0	6,2	3,4	5,9	5,9	4,3	3,2	1,3	-1,9	-2,1	2,1									

<sup>\*)</sup> с учетом поправки ошибочного значения 1,05, приведенного в [4], на 1,105 это число равно 2,6, т.е. практически такое же, что и в соседних точках по оси Y

ся не экспериментальной, а интерполяционной по экспериментальным значениям, и если провести линейную интерполяцию по соседним точкам в направлении как оси X, так и оси Y, то получается цифра 1,105, а не 1,05. Этот факт говорит о том, что в [13] в этой точке допущена опечатка (пропущена цифра 1 сразу после запятой).

### Заключение

Проведены и описаны сравнительные расчеты по комплексу SUHAM-2D двумерного бенчмарк-эксперимента на сборке VENUS-2 с урановым и MOX топливом. Сравнение проведено с результатами эксперимента и расчета по другим программам, использующим как метод Монте-Карло, так и детерминистические методы для решения уравнения переноса нейтронов.

Показано, что

- точность расчета  $k_{\infty}$  ячеек PWR по сравнению со средним значением по всем ссылочным программам не превышает 0,17 %, т.е. лежит в пределах оцененной в работе [18] точности расчета  $k_{\infty}$  ячеек ВВЭР-1000 по программе SUHAM-2D в 0,2 %;
- для твэлов с обогащением 3,3 % максимальное отклонение от экспериментальных значений энерговыделения составляет величину – 4,8 %, среднее отклонение от экспериментальных значений составляет – 0,9 % (т.е. расчет в среднем занижает энерговыделение), а среднеквадратическое отклонение 1,8 %;
- для твэлов обогащением 4,0 % максимальное отклонение от экспериментальных значений энерговыделения составляет величину 5,9 %, среднее отклонение от экспериментальных значений составляет – 0,1 % (т.е. расчет в среднем немного занижает энерговыделение в основном в твэлах, примыкающих к зоне обогащением 3,3 %), а среднеквадратическое 2,1 %;
- для твэлов с MOX топливом максимальное отклонение от экспериментальных значений энерговыделения составляет величину 6,5 %, среднее отклонение от

экспериментальных значений 2,5 % (т.е. расчет в среднем завышает энерговыделение, при этом существует тенденция к систематическому завышению энерговыделения в последних четырех рядах периферийных твэлов), а среднеквадратическое 3,3 %;

- относительное отклонение рассчитанных значений энерговыделения от экспериментальных величин на границе зоны MOX твэлов и твэлов из диоксида урана с обогащением 4 % весовых по урану-235 нигде (за исключением одной точки с 3,4 %) не превышает 2 % со стороны MOX топлива. Для уранового топлива отклонение рассчитанных значений от экспериментальных на границе с MOX топливом не превышает 3 % за исключением одной точки, где оно достигает величины 5,9 %;
- программа SUHAM-2D дает точность расчета энерговыделения в твэлах, сравнимую с точностью расчета по программе MCNP-4B и заметно лучшую по сравнению со средними значениями по всем расчетам;
- программа SUHAM-2D заметно занижает  $k_{эфф}$  сборки – на 0,55 %. По-видимому, это связано в первую очередь с моделированием окружения сборки, поскольку  $k_{\infty}$  ячеек и энерговыделение в твэлах (функционалы а.з.) рассчитываются с точностью, сравнимой с лучшими ссылочными программами.

### Список литературы

1. *Boyarinov V.F.* SUHAM-2,5 Code for Solving 2D Finite-Difference Equations of the Surface Harmonics Method in Square and Triangular Lattices / Proc. of Annual Meeting on Nuclear Technology'99, Karlsruhe, Germany, May 18-20, 1999, pp. 23–26.
2. *Бояринов В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-2D для решения двумерных нейтронно-физических задач в активной зоне ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 48–58.
3. *Белоусов Н.И., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора. Препринт ИАЭ-6083/4, 1998.

4. **Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф., Полисмаков А.А.** Комплекс программ SUHAM-U, вариант SUHAM-U-VVER-01. Препринт ИАЭ-6341/5, 2004.
5. **Лалетин Н.И.** Об уравнениях гетерогенного реактора // ВАНТ. Сер, Физика ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18), с. 31–46.
6. **Лалетин Н.И., Ельшин А.В.** Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 1. Квадратная решетка блоков. Препринт ИАЭ-3280/5, 1980.
7. **Лалетин Н.И., Ельшин А.В.** Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 2. Квадратная, треугольная и “двойная” решетки блоков. Препринт ИАЭ-3458/5, 1981.
8. **Лалетин Н.И., Ельшин А.В.** Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 3. Трехмерный гетерогенный реактор. Препринт ИАЭ-4090/5, 1985.
9. **Лалетин Н.И., Ельшин А.В.** Система уточненных конечно-разностных уравнений для трехмерного гетерогенного реактора // Атомная энергия, 1986, т. 60, вып. 2, с. 96–99.
10. **Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.** Комплекс программ SUHAM-U-VVER-01. Верификация на бенчмарк-расчетах кассет с урановым и MOX топливом. Препринт ИАЭ-6361/5, 2005.
11. **Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsibulsky V.F.** New code system SUHAM-U-VVER-01. Description and verification calculations of VVER-1000 fuel assemblies with uranium and MOX fuel / Proc. of Int. Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Application. M&C-2005, Palais des Papes, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005.
12. **Бояринов В.Ф.** Верификация комплекса программ SUHAM-2D на бенчмарк-расчетах

ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 59–74.

13. **Benchmark** on the VENUS-2 MOX Core Measurements. EA/NSC/DOC(2000)7, OECD/NEA, 2000.

14. **Boyarinov V.F., Tsibulsky V.F., Klimov A.D. et al.** System Analysis of Nuclear Safety of VVER Reactor with MOX Fuel / Int. Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Application, M&C-2005, Palais des Papes, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005, Proc. on CD.

15. **Султанов Н.В.** Многогрупповая программа расчета цилиндрической ячейки “РАЦИЯ”. Препринт ИАЭ 3536/5, 1982.

16. **Лалетин Н.И.** Метод поверхностных псевдоисточников для решения уравнения переноса нейтронов ( $G_N$ -приближения). В кн.: Методы расчета полей тепловых нейтронов в решетках реакторов. (Под ред. Я.В. Ш е в е л е в а). М.: Атомиздат, 1974. С. 187–215.

17. **Sultanov N.V.** The Influence of the Boundary Conditions in the Multigroup Calculation of the VVER-1000 Reactor Cells on their Fewgroup Characteristics / Proc. of Annual Meeting on Nuclear Technology 97. 13-15 May 1997, Aachen, Germany, INFORUM GbH, pp. 57–60.

*Контактная информация об авторах статьи – Бояринов Виктор Федорович, нач. лаб., тел.: (499)196-94-09, e-mail: Boyarinov@dhtp.kiae.ru; Невиница Владимир Анатольевич, ученый секр., тел.: (499)196-70-16, e-mail: Neva@dhtp.kiae.ru*

Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3,  
с. 27–35.

## Верификация комплекса программ SUHAM-2D на расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом

*В.Ф. Бояринов, В.Д. Давиденко, А.А. Полисмаков, В.Ф. Цибульский,*

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

Поступила в редакцию 29.12.2008 г.

Проведена и описана верификация комплекса программ SUHAM-2D на сравнительных расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом. Сравнения проводились с расчетами по программам UNK и RECOL. Программа UNK для решения уравнения переноса нейтронов использует метод вероятностей первых столкновений, а программа RECOL – метод Монте-Карло с поточечным энергетическим представлением сечений. Основным результатом всех сравнений является заключение, что программа SUHAM-2D рассчитывает выгорание топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом с достаточно высокой точностью.

*Ключевые слова:* комплекс программ SUHAM-2D, верификация, выгорание топлива, ТВС ВВЭР-1000.

**Verification of Code System SUHAM-2D by the Burnup Calculations of VVER-1000 Fuel Assemblies with Uranium and MOX Fuel.** *V.F. Boyarinov, V.D. Davidenko, A.A. Polismakov, V.F. Tsubulsky. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.* Verification of code system SUHAM-2D by comparative burnup calculations of VVER-1000 fuel assemblies with uranium and MOX fuel has been carried out and described. Comparison has been carried out with UNK and RECOL codes. UNK code uses the first collisions probabilities method for solving the neutron transport equation, and RECOL code uses Monte-Carlo method with point-wise energy presentation of cross-sections. The main conclusion of all comparisons is the SUHAM-2D code calculates the fuel burnup of VVER-1000 fuel assemblies with uranium and MOX fuel with enough high accuracy.

*Key words:* Code System SUHAM-2D, Verification, Fuel Burnup, VVER-1000 Fuel Assemblies.

### Введение

Вариант комплекса программ SUHAM-2D [1, 2] в связке с модулями комплекса UNK [3] – SUHAM-U-2D [2, 4] разрабатывается для решения двумерных нейтронно-физических задач в активной зоне ядерных реакторов с треугольной и квадратной решетками.

Программа SUHAM-2D обладает следующими особенностями:

- современная микрогрупповая (порядка 7 000 микрогрупп) библиотека сечений, основанная на файлах ядерных данных ENDF-B, JEFF и JENDL;
- автоматизированная и верифицированная процедура для пополнения библиотеки;
- решение многогруппового уравнения переноса нейтронов проводится методом поверхностных гармоник (МПГ) [5...9];
- пространственная гомогенизация и диффузионное приближение не применяются ни на одном этапе расчета.

При этом модули программы UNK используются для подготовки групповых сечений изотопов и материалов, а также для решения уравнений выгорания. Модули программы SUHAM применяются для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов в активной зоне реактора с помощью МПГ – метода решения уравнения переноса нейтронов во всем объеме активной зоны ядерного реактора, обладающего преимуществами детерминистических (точность расчета) и инженерных (вычислительные затраты) методов. В работах [2, 4] приведены описание первого варианта комплекса SUHAM-U-2D, выбор числа и границ энергетических групп, начальная верификация.

В работах [10...12] описана верификация комплекса SUHAM-2D на бенчмарк-расчетах ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом, т.е. на объектах с треугольной решеткой. В работах [13...15] приведено описание верификации и вали-

дании комплекса SUHAM-2D на двумерном бенчмарк-эксперименте VENUS-2 [16] с урановым и MOX топливом и на расчетах этого бенчмарка по другим программам. Следует отметить, что сборка VENUS-2, во-первых, представляет собой объект с квадратной решеткой блоков и, во-вторых, включает в себя активную зону и окружение (отражатель и пр.). Поскольку комплекс SUHAM-2D предназначен для расчета только активной зоны, окружение смоделировано как часть активной зоны.

В работах [17, 18] приведено описание верификации комплекса SUHAM-2D на международном бенчмарке C5G7 с заданными 7-групповыми макросечениями. Данная работа посвящена верификации комплекса SUHAM-2D на сравнительных расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом. Разработанная программа SUHAM-2D способна рассчитывать выгорание в каждой топливной зоне и каждой зоне выгорающего поглотителя каждой ячейки ТВС реактора ВВЭР-1000.

### 1. Описание библиотеки комплекса SUHAM-2D

Комплекс SUHAM-2D в качестве библиотеки использует библиотеку ядерных данных программы UNK, сгенерированную из файлов ядерных данных ENDF/B, JEFF и JENDL. Процедура генерации библиотеки полностью автоматизирована. Основная энергетическая сетка имеет 89 групп – 24 группы в области замедления и 65 в тепловой области. Кроме этого, резонансная область (2,15 эВ...2,15 кэВ) представляется в микрогрупповом виде – порядка 7 000 микрогрупп. При этом тонкая энергетическая сетка сгущается в области резонансов различных изотопов и разрежается в области между резонансами. Размер микрогрупп в области резонансов становится менее 0,1 эВ. Алгоритм свертки микрогрупповых сечений в многогрупповые описан в [19].

Библиотека ядерных данных для решения уравнений изотопной кинетики состоит из двух взаимозаменяемых частей, сгенерированных из файлов оцененных ядерных

данных соответственно ENDF/B-VI и JENDL-3.2. Эти данные включают в себя данные по выходам продуктов деления, периодам полураспада нестабильных нуклидов и энерговыделениям за счет распада, каналам переходов изотопов в результате распада или нейтронного взаимодействия. Библиотечный набор данных обеспечивает расчет источников энерговыделения в результате распада нестабильных нуклидов. Трехгрупповые выходы продуктов деления, соответствующие делению под воздействием тепловых нейтронов, нейтронов спектра деления и нейтронов высокой энергии, имеются для всех нуклидов, для которых данная информация имеется в исходных файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-VI и JENDL-3.2.

Расчет выгорания в комплексе SUHAM-2D осуществляется с учетом всех продуктов деления, для которых в библиотеках ядерных данных существует информация о нейтронных сечениях (таких изотопов примерно 200), при расчете применяются кумулятивные выходы соответствующего изотопа с учетом распада его короткоживущих предшественников.

Для каждого делящегося изотопа и осколка деления написаны соответствующие уравнения выгорания. В расчетную схему включены их аналитические решения без каких-либо упрощений и приближений. Уравнения записаны для цепочек, включающих четыре последовательных акта превращения изотопа с различными комбинациями (захват, деление,  $(n, 2n)$ ,  $(n, 3n)$ ,  $(n, \alpha)$  или распад). Более длинные цепочки превращения изотопов рассчитываются по временным шагам. В принципе длину цепочки достаточно легко расширить в случае возникновения такой необходимости, однако конкретная расчетная практика показала, что в большей детализации нет нужды.

### 2. Описание бенчмарк-расчетов

Объектами для бенчмарк расчетов служат ТВС реактора ВВЭР-1000 с урановым (U42G6) и MOX (P39G8) топливом. ТВС U42G6 состоит из двух типов топливных стержней с урановым топливом (U42 и

U37) и стержней с U-Gd топливом (U33G). ТВС P39G8 состоит из трех типов топливных стержней с MOX топливом (PU39, PU26 и PU29) и стержней с U-Gd топливом (U36G).

Расчеты выгорания проводились при следующих условиях:

- мощность ТВС равна 52,13855 кВт/см (на 1 см высоты), учитывая энергию гамма-квантов, появляющихся после поглощения нейтронов компонентами активной зоны;

- температура топлива равна 1 036 К;
- температура оболочки твэла 600 К;
- температура теплоносителя 575,7 К.

Пересчет всех спектров в выгорающих материалах проводился в следующих временных точках: 0,1, 0,5, 1,0 и далее через 1,0 до 50,0 МВт-сут/кгТМ включительно, где ТМ означает тяжелые металлы. Все геометрические и материальные параметры рассчитанных ТВС, а также их картограммы приведены в работе [20].

Сравнение проводилось с расчетами по программам UNK [3] и RECOL [21]. Программа UNK для решения уравнения переноса нейтронов использует метод вероятностей первых столкновений, а программа RECOL – метод Монте-Карло с поточечным энергетическим представлением сечений. Все три программы для подготовки сечений для основных изотопов применяли одинаковые файлы ядерных данных. Расчеты по всем программам проводились с выгоранием в каждом топливном стержне.

Для сравнения в отдельных точках по выгоранию использовались следующие функционалы:

- $k_{\infty}$  ТВС;
- концентрации основных изотопов ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ), усредненные по всем стержням ТВС;
- коэффициенты неравномерности энерговыделения в твэлах.

Кроме этого, для сравнения распределения энерговыделения применялись следующие коллективные процентные меры ошибки [22]:

$$\text{AVG} = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N |e_n|, \quad (1)$$

$$\text{RMS} = \frac{1}{\sqrt{N}} \sqrt{\sum_{n=1}^N e_n^2}. \quad (2)$$

Здесь  $N$  – суммарное число твэлов;  $e_n$  – рассчитанное процентное отклонение для  $n$ -го стержня от значения, принятого за эталонное; AVG (average pin power percent error) – среднее по модулю отклонение локального энерговыделения по всем твэлам; RMS (root mean square of the power percent error distribution) – среднее квадратическое отклонение локального энерговыделения по всем твэлам.

### 3. Результаты расчетов

Расчеты по всем программам проводились с выгоранием в каждом топливном стержне. По программе SUHAM-2D дополнительно проведены расчеты с числом выгорающих твэлов, равным числу разных твэлов в начальный момент времени: 3 для ТВС U42G6 и 4 для ТВС P39G8. Обозначим эти расчеты SUH-3 и SUH-4, соответственно.

В табл. 1 представлены сравнительные расчеты  $k_{\infty}$  ТВС как функции выгорания, при этом использовалось следующее обозначение:

$$\delta k_{\infty}(I) = 100 \frac{k_{\infty}(\text{Suham}) - k_{\infty}(I)}{k_{\infty}(I)}, \quad (3)$$

где  $I$  – имя расчетной программы.

Из табл. 1 видно, что

- значения  $k_{\infty}$  ТВС, рассчитанные по программам SUHAM-2D и RECOL, имеют небольшие отличия – максимальное отличие по всем значениям выгорания для ТВС U42G6 не превышает 0,4 %, а для ТВС P39G8 – 0,2 %;

- более значительные отличия наблюдаются для значений  $k_{\infty}$  ТВС, рассчитанных по программам SUHAM-2D и UNK: до 0,5 % для ТВС U42G6 и до 0,9 % для ТВС P39G8. Очевидно, такие большие отличия связаны со следующими двумя фактами:

- 1) в данном расчете из-за экономии расчетного времени программа UNK не использовала микрогрупповое разбиение, а проводила расчет в 89-ти группах с применением теоремы эквивалентности;
- 2) программа UNK для U-Gd стержней использовала од-

Таблица 1. Сравнительные расчеты  $k_{\infty}$  ТВС

МВт·сут/кгТМ	U42G6				P39G8			
	$k_{\infty}$	$\delta k_{\infty}(I \downarrow)$ , %			$k_{\infty}$	$\delta k_{\infty}(I \downarrow)$ , %		
		SUHAM-2D	UNK	RECOL		SUH-3	SUHAM-2D	UNK
0,0	1,25480	0,24	0,10	0,000	1,15949	-0,13	-0,16	0,18
0,1	1,21566	0,24	0,06	0,000	1,13270	-0,20	-0,18	0,19
1,0	1,20344	0,33	0,03	0,000	1,11749	-0,01	-0,14	0,20
2,0	1,19728	0,39	0,01	0,000	1,10738	0,06	-0,16	0,20
4,0	1,18410	0,39	0,03	0,000	1,09321	0,18	-0,16	0,20
6,0	1,17058	0,17	0,20	-0,001	1,08228	0,10	-0,21	0,20
8,0	1,15801	-0,18	0,13	-0,001	1,07373	-0,27	-0,13	0,19
10,0	1,14687	-0,39	0,10	-0,003	1,06722	-0,71	<b>-0,22</b>	0,18
12,0	1,13579	-0,14	0,18	-0,003	1,05740	<b>-0,90</b>	-0,17	0,16
14,0	1,12196	0,18	0,24	-0,003	1,05740	-0,80	-0,18	0,14
16,0	1,10574	0,29	0,32	-0,005	1,04973	-0,52	-0,13	0,16
18,0	1,08930	0,33	0,30	-0,006	1,03918	-0,29	-0,02	0,18
20,0	1,07334	0,35	0,34	-0,007	1,02690	-0,18	-0,06	0,20
22,0	1,05787	0,38	0,34	-0,008	1,01419	-0,14	0,02	0,21
24,0	1,04286	0,40	<b>0,37</b>	-0,010	1,00167	-0,11	-0,06	0,22
26,0	1,02825	0,42	0,31	-0,011	0,98949	-0,10	-0,06	0,22
28,0	1,01400	0,44	0,35	-0,012	0,97768	-0,08	0,02	0,23
30,0	1,00010	0,45	0,36	-0,013	0,96624	-0,07	-0,01	0,23
32,0	0,98653	0,46	0,28	-0,015	0,95515	-0,06	0,02	0,23
34,0	0,97327	0,48	0,34	-0,016	0,94440	-0,05	-0,05	0,23
36,0	0,96034	0,49	0,28	-0,017	0,93399	-0,03	0,01	<b>0,24</b>
38,0	0,94772	0,49	0,25	-0,018	0,92390	-0,02	-0,08	<b>0,24</b>
40,0	0,93542	0,50	0,15	-0,019	0,91413	0,00	-0,13	<b>0,24</b>
42,0	0,92346	0,51	0,17	-0,020	0,90468	0,02	-0,18	<b>0,24</b>
44,0	0,91186	0,51	0,11	-0,021	0,89555	0,04	-0,14	0,23
46,0	0,90063	0,51	0,17	<b>-0,022</b>	0,88673	0,06	-0,19	0,23
48,0	0,88977	<b>0,52</b>	0,12	<b>-0,022</b>	0,87821	0,08	-0,18	0,23
50,0	0,87929	<b>0,52</b>	0,11	<b>-0,022</b>	0,87000	0,10	-0,14	0,23
Max( $\delta k_{\infty}(I)$ )		<b>0,52</b>	<b>0,37</b>	<b>-0,022</b>	-	<b>-0,90</b>	<b>-0,22</b>	<b>0,24</b>

ну выгорающую зону, а программа SUHAM-2D – пять выгорающих зон.

В табл. 2 и 3 представлены расчеты по программе SUHAM-2D усредненной по всем топливным стержням ТВС плотности изотопов (в кг/тТМ) для ТВС U42G6 и P39G8 соответственно при следующих значениях выгорания: 0, 10, 20, 30, 40 и 50 МВт·сут/кгТМ, а также отличия значений, рассчитанных по SUHAM-2D, от значений, рассчитанных по другим программам.

Из этих сравнений видно, что

- для основных изотопов максимальные отличия от значений, полученных по программе RECOL, достигают: для ТВС U42G6 – 0,9 % для  $^{235}\text{U}$ , -2,1 % для  $^{239}\text{Pu}$ , -2,9 % для  $^{240}\text{Pu}$  и -9,3 % для  $^{242}\text{Pu}$ ; для ТВС

P39G8 – 1,2 % для  $^{235}\text{U}$ , -0,5 % для  $^{239}\text{Pu}$ , 0,4 % для  $^{240}\text{Pu}$  и 4,5 % для  $^{242}\text{Pu}$ ;

- для основных изотопов максимальные отличия от значений, полученных по программе UNK, достигают: для ТВС U42G6 – 2,9 % для  $^{235}\text{U}$ , 1,7 % для  $^{239}\text{Pu}$ , -1,9 % для  $^{240}\text{Pu}$  и -4,1 % для  $^{242}\text{Pu}$ ; для ТВС P39G8 – 1,6 % для  $^{235}\text{U}$ , 1,2 % для  $^{239}\text{Pu}$ , 1,7 % для  $^{240}\text{Pu}$  и 2,0 % для  $^{242}\text{Pu}$ ;

- результаты расчетов изотопного состава по SUHAM-2D и SUH-3 для ТВС U42G6 практически совпадают для всех значений выгорания. Результаты расчетов изотопного состава по SUHAM-2D и SUH-4 для ТВС P39G8 имеют более заметные, хотя и небольшие, отличия: 1,5 % для  $^{235}\text{U}$ , 1,8 % для  $^{239}\text{Pu}$ , 1,1 % для  $^{240}\text{Pu}$  и -0,5 % для

**Таблица 2.** Сравнительные расчеты усредненного состава топлива (кг/тТМ) в ТВС U42G6

МВт-сут/кгТМ	0,0	10,0	20,0	30,0	40,0	50,0
<sup>235</sup> U		3,0411E+01	2,2358E+01	1,6013E+01	1,1106E+01	7,4373E+00
% от RECOL	4,0779E+01	0,43	0,74	0,91	0,90	0,69
% от UNK		0,54	1,13	1,72	2,31	2,94
% от SUH-3		0,000	0,000	0,000	0,009	0,040
U-238		9,5300E+02	9,4631E+02	9,3903E+02	9,3115E+02	9,2265E+02
% от RECOL	9,5922E+02	0,01	0,02	0,03	0,04	0,04
% от UNK		0,01	0,02	0,03	0,03	0,03
% от SUH-3		0,001	0,001	0,001	0,001	0,000
Pu-239		3,5696E+00	5,2219E+00	5,9985E+00	6,3263E+00	6,4296E+00
% от RECOL	0,0000E+00	-2,10	-1,01	-0,59	-0,44	-0,28
% от UNK		-0,63	0,08	0,63	1,17	1,67
% от SUH-3		-0,003	0,010	0,023	0,041	0,061
Pu-240		4,7890E-01	1,2001E+00	1,8823E+00	2,4601E+00	2,9135E+00
% от RECOL	0,0000E+00	-2,94	-1,03	-0,21	0,33	0,66
% от UNK		-1,94	-1,26	-0,47	0,41	1,28
% от SUH-3		0,002	-0,008	-0,016	-0,012	-0,010
Pu-241		1,8621E-01	6,7061E-01	1,1748E+00	1,5828E+00	1,8724E+00
% от RECOL	0,0000E+00	-7,09	-4,22	-2,64	-1,71	-1,04
% от UNK		-1,97	-1,06	-0,47	0,12	0,75
% от SUH-3		0,000	-0,003	-0,009	-0,013	0,000
Pu-242		1,1728E-02	9,5975E-02	2,7912E-01	5,4649E-01	8,6916E-01
% от RECOL	0,0000E+00	-9,30	-4,82	-1,89	0,09	1,37
% от UNK		-4,10	-3,14	-2,47	-1,86	-1,29
% от SUH-3		0,034	0,025	0,025	0,024	0,017
Суммарный Pu		4,2514E+00	7,2179E+00	9,4175E+00	1,1084E+01	1,2367E+01
% от RECOL	0,0000E+00	-2,49	-1,46	-0,97	-0,64	-0,33
% от UNK		-0,85	-0,31	0,16	0,66	1,17
% от SUH-3		0,000	0,006	0,013	0,018	0,032

**Таблица 3.** Сравнительные расчеты усредненного состава топлива (кг/тТМ) в ТВС P39G8

МВт-сут/кгТМ	0,0	10,0	20,0	30,0	40,0	50,0
1	2	3	4	5	6	7
U-235		3,2287E+00	2,6060E+00	2,0204E+00	1,5170E+00	1,1017E+00
% от RECOL	3,7892E+00	0,39	0,94	1,13	1,18	1,08
% от UNK		0,06	0,77	1,05	1,34	1,63
% от SUH-4		0,16	0,45	0,76	1,11	1,48
U-238		9,5456E+02	9,4744E+02	9,3989E+02	9,3184E+02	9,2333E+02
% от RECOL	9,6136E+02	0,00	0,01	0,01	0,01	0,00
% от UNK		0,01	0,01	0,01	0,00	-0,01
% от SUH-4		-0,04	-0,04	-0,04	-0,03	-0,03
Pu-239		2,4654E+0	1,8890E+01	1,4609E+01	1,1674E+01	9,7895E+00
% от RECOL	3,1966E+01	-0,13	0,02	-0,03	-0,21	-0,47
% от UNK		0,12	0,37	0,58	0,85	1,20
% от SUH-4		1,52	1,71	1,80	1,75	1,58
Pu-240		4,9444E+00	6,5129E+00	7,2191E+00	7,2818E+00	6,9448E+00
% от RECOL	2,2828E+00	-0,32	-0,28	-0,05	0,21	0,40
% от UNK		0,48	0,69	1,01	1,34	1,66
% от SUH-4		0,71	0,73	0,85	0,98	1,10
Pu-241		1,8979E+00	3,1490E+00	3,9471E+00	4,2833E+00	4,2578E+00
% от RECOL	4,0776E-01	-0,16	0,02	0,04	0,03	-0,04
% от UNK		0,04	0,82	1,24	1,64	2,03
% от SUH-4		0,49	0,59	0,77	0,98	1,16

Таблица 3. Окончание

1	2	3	4	5	6	7
Pu-242	1,4986E-01	2,4856E-01	5,2676E-01	9,5942E-01	1,4946E+00	2,0661E+00
% от RECOL		1,55	2,09	2,79	3,65	4,53
% от UNK		-1,13	-0,92	0,05	0,99	2,01
% от SUH-4		0,30	-0,38	-0,51	-0,45	-0,31
Суммарный Pu	3,48517E+01	3,1789E+01	2,9133E+01	2,6817E+01	2,4862E+01	2,3246E+01
% от RECOL		-0,15	-0,03	0,02	0,07	0,13
% от UNK		0,16	0,46	0,77	1,13	1,56
% от SUH-4		1,32	1,33	1,30	1,25	1,18

Таблица 4. Отличия в % значений коэффициента  $K_{\text{н}}$  неравномерности энерговыделения, рассчитанных по программе SUHAM-2D, от значений, рассчитанных по программе RECOL, для ТВС U42G6

Величина	МВт·сут/кгТМ					
	0,0	10,0	20,0	30,0	40,0	50,0
Max( $\delta K_{\text{н}}$ ) в твэлах U42	1,02	1,21	1,12	1,22	1,07	1,24
Max( $\delta K_{\text{н}}$ ) в твэлах U37	-0,61	-1,05	1,72	-1,53	-2,32	-1,99
AVG	0,37	0,37	0,41	0,52	0,56	0,69
RMS	0,42	0,44	0,56	0,65	0,72	0,81

Таблица 5. Отличия в % значений коэффициента  $K_{\text{н}}$  неравномерности энерговыделения, рассчитанных по программе SUHAM-2D, от значений, рассчитанных по программе RECOL, для ТВС P39G8

Величина	МВт·сут/кгТМ					
	0,0	10,0	20,0	30,0	40,0	50,0
Max( $\delta K_{\text{н}}$ ) в твэлах Pu39	1,60	1,21	-1,19	-1,22	-1,30	1,44
Max( $\delta K_{\text{н}}$ ) в твэлах Pu29	-0,86	-0,81	-1,31	-1,32	-1,71	-1,13
Max( $\delta K_{\text{н}}$ ) в твэлах Pu26	-1,05	-1,95	-2,49	-2,31	-2,94	-2,02
AVG	0,59	0,46	0,61	0,56	0,70	0,79
RMS	0,71	0,61	0,77	0,74	0,88	0,88

$^{242}\text{Pu}$ . Это говорит о немного более заметных пространственных эффектах при выгорании топлива в ТВС P39G8.

В табл. 4 и 5 приведены значения потвэльного коэффициента неравномерности ( $K_{\text{н}}$ ) энерговыделения в ТВС соответственно с урановым (U42G6) и MOX (P39G8) топливом, а также их относительные отклонения от значений, рассчитанных по программе RECOL (в %) при следующих значениях выгорания: 0, 10, 20, 30, 40 и 50 МВт·сут/кгТМ.

Из табл. 4 и 5 видно, что

- для ТВС U42G6 максимальное отличие коэффициента неравномерности энерговыделения не превышает 2,3 %, AVG – 0,7 %, а RMS не превышает 0,8 %;

- для ТВС P39G8 максимальное отличие коэффициента неравномерности энер-

говыделения не превышает 3,0 %, AVG – 0,8 %, а RMS не превышает 0,9 %;

- все отличия в табл. 4, 5 не учитывают отличия в U-Gd твэгах, поскольку в программе RECOL при расчете энерговыделения в твэгах учитывалось энерговыделение, связанное с выходом гамма-квантов после поглощения нейтронов на изотопах гадолия и изотопах в цепочке их превращения (Tb-159, Dy-160, Dy-161, Dy-162, Dy-163, Dy-164), а в программе SUHAM-2D это энерговыделение не учитывалось.

В табл. 6 приведены времена расчета на PC-3,2GHz по программе SUHAM-2D как всего расчета выгорания ТВС, так и отдельных его этапов, а именно, этапов подготовки 12-групповых сечений, решения 12-группового уравнения переноса нейтронов и решения уравнения выгорания. Вре-

Т а б л и ц а 6. Время расчета по программе SUHAM-2D

Величина	ТВС U42G6		ТВС P39G8	
	SUHAM-2D	SUH-3	SUHAM-2D	SUH-4
Суммарное время (53 точки по выгоранию)	5 час 18 мин 40 с	1 час 20 мин 17 с	7 час 21 мин 10 с	1 час 32 мин 34 с
Подготовка 12-групповых сечений	2 час 56 мин 50 с	0 час 49 мин 56 с	4 час 9 мин 35 с	0 час 57 мин 20 с
Решение группового уравнения переноса нейтронов с помощью МПГ	2 час 6 мин 40 с	0 час 27 мин 16 с	2 час 49 мин 48 с	0 час 31 мин 29 с
Решение уравнений выгорания	0 час 18 мин 40 с	0 час 3 мин 4 с	0 час 21 мин 48 с	0 час 3 мин 36 с

мена расчета по программам UNK и RECOL имеют существенно бóльшие значения.

### Заключение

Проведена и описана верификация комплекса программ SUHAM-2D на сравнительных расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом. Сравнения проводились с расчетами по программам UNK и RECOL. Программа UNK для решения уравнения переноса нейтронов использует метод вероятностей первых столкновений, а программа RECOL – метод Монте-Карло с поточечным энергетическим представлением сечений. Программа SUHAM-2D способна рассчитать выгорание в каждой топливной зоне и каждой зоне выгорающего поглотителя каждой ячейки ТВС ВВЭР-1000. При этом для расчета детальных нейтронных спектров в ТВС в отдельных точках по выгоранию применяется МПГ.

Основные выводы из результатов сравнения:

- значения  $k_{\infty}$  ТВС, рассчитанные по программам SUHAM-2D и RECOL, имеют отличия по всем значениям выгорания в пределах 0,4 %;
- более значительные отличия наблюдаются для значений  $k_{\infty}$  ТВС, рассчитанных по программам SUHAM-2D и UNK: до 0,5 % для ТВС U42G6 и до 0,9 % для ТВС P39G8; очевидно, такие большие отличия связаны со следующими двумя фактами: 1) в данном расчете из-за экономии расчетного времени программа UNK не использовала микрогрупповое разбиение, а проводила расчет в 89-ти группах с применением теоремы экви-

валентности; 2) программа UNK для U-Gd стержней использовала одну выгорающую зону, а программа SUHAM-2D – пять выгорающих зон;

- для основных изотопов максимальные отличия концентраций от значений, полученных по программе RECOL, достигают: для ТВС U42G6 – 0,9 % для  $^{235}\text{U}$ , –2,1 % для  $^{239}\text{Pu}$  и –2,9 % для  $^{240}\text{Pu}$ ; для ТВС P39G8 – 2 % для  $^{235}\text{U}$ , –0,5 % для  $^{239}\text{Pu}$  и 0,4 % для  $^{240}\text{Pu}$ ;
- для основных изотопов максимальные отличия от значений, полученных по программе UNK, достигают: для ТВС U42G6 – 2,9 % для  $^{235}\text{U}$ , 1,7 % для  $^{239}\text{Pu}$  и –1,9 % для  $^{240}\text{Pu}$ ; для ТВС P39G8 – 1,6 % для  $^{235}\text{U}$ , 1,2 % для  $^{239}\text{Pu}$  и 1,7 % для  $^{240}\text{Pu}$ ;
- результаты расчетов изотопного состава по SUHAM-2D и SUH-3 для ТВС U42G6 практически совпадают для всех значений выгорания. Результаты расчетов изотопного состава по SUHAM-2D и SUH-4 для ТВС P39G8 имеют более заметные, хотя и небольшие отличия: 1,5 % для  $^{235}\text{U}$ , 1,8 % для  $^{239}\text{Pu}$  и 0,5 % для  $^{242}\text{Pu}$ . Это говорит о немного более заметных пространственных эффектах при выгорании топлива в ТВС P39G8;
- максимальные отличия коэффициентов неравномерности энерговыделения, рассчитанных по программе SUHAM-2D, от значений, рассчитанных по программе RECOL, не превышают 3,0 % для обеих ТВС;
- среднеквадратические отличия коэффициентов неравномерности энерговыделения не превышают 0,9 % для обеих ТВС, при этом оба максимальных значения достигаются для максимальных значений выгорания.

Основной вывод всех сравнений заключается в том, что программа SUHAM-2D рассчитывает выгорание топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и МОХ топливом с достаточно высокой точностью. Тем не менее необходима дальнейшая, более детальная верификация расчета выгорания по программе SUHAM-2D, включая сравнение концентраций высших актинидов (изотопов Am и Cm), а также расчеты выгорания объектов с квадратной решеткой блоков (PWR).

#### Список литературы

1. *Boyarinov V.F.* SUHAM-2.5 Code for Solving 2D Finite-Difference Equations of the Surface Harmonics Method in Square and Triangular Lattices / Proc. of Annual Meeting on Nuclear Technology'99, Karlsruhe, Germany, May 18-20, 1999, pp. 23-26.
2. *Бояринов В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-2D для решения двумерных нейтронно-физических задач в активной зоне ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 48-58.
3. *Белоусов Н.И., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора. Препринт ИАЭ-6083/4, 1998.
4. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф., Полисмаков А.А.* Комплекс программ SUHAM-U, вариант SUHAM-U-VVER-01. Препринт ИАЭ-6341/5, 2004.
5. *Лалетин Н.И.* Об уравнениях гетерогенного реактора // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18), с. 31-46.
6. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 1. Квадратная решетка блоков. Препринт ИАЭ-3280/5, 1980.
7. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 2. Квадратная, треугольная и "двойная" решетки блоков. Препринт ИАЭ-3458/5, 1981.
8. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 3. Трехмерный гетерогенный реактор. Препринт ИАЭ-4090/5, 1985.
9. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Система уточненных конечно-разностных уравнений для трехмерного гетерогенного реактора // Атомная энергия, 1986, т. 60, вып. 2, февраль, с. 96-99.
10. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-U-VVER-01. Верификация на бенчмарк-расчетах кассет с урановым и МОХ топливом. Препринт ИАЭ-6361/5, 2005.
11. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsibulsky V.F.* New code system SUHAM-U-VVER-01. Description and verification calculations of VVER-1000 fuel assemblies with uranium and MOX fuel / Proc. of Int. Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Application. M&C-2005, Palais des Papes, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005.
12. *Бояринов В.Ф.* Верификация комплекса программ SUHAM-2D на бенчмарк-расчетах ТВС ВВЭР-1000 с урановым и МОХ топливом // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 59-74.
13. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Невиница В.А., Цибульский В.Ф.* Верификация программного комплекса SUHAM-U на основе расчета двумерного benchmark-эксперимента на критической легководной сборке VENUS-2 с урановым и МОХ топливом. Препринт ИАЭ-6378/5, 2005.
14. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Nevinitsa V.A., Tsibulsky V.F.* Application of Surface-Harmonics Code SUHAM-U and Monte-Carlo Code UNK-MC for Calculations of 2D Light Water Benchmark-Experiment VENUS-2 with UO<sub>2</sub> and MOX Fuel. PHYSOR-2006, Sept. 10-14, Vancouver, BC, Canada, 2006.
15. *Бояринов В.Ф.* Применение комплекса программ SUHAM-2D для расчета двумерного бенчмарк-эксперимента на сборке VENUS-2 с урановым и МОХ топливом // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 27-35.
16. *Benchmark on the VENUS-2 MOX Core Measurements.* NEA/NSC/DOC(2000)7, OECD/NEA, 2000.
17. *Boyarinov V.F.* Use of the surface harmonics method for calculation of 2D C5G7 MOX benchmark // Progress in Nuclear Energy, 2004, v. 45, No 2-4, pp. 133-142.
18. *Boyarinov V.F.* Use of the Surface Harmonics Method for Calculation of 2D Benchmark C5G7 MOX / Proc. of the PHYSOR-2002. Int. Conf. on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, Seoul, Korea, October 7-10, 2002, Session 8B.
19. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsibulsky V.F.* Generation of multigroup cross-sections from microgroup ones in code system SUHAM-U used for VVER-1000 reactor core calculations with MOX loading / Proc. of Int. Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Application, M&C-2005, Palais des Papes, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005.

20. *Кевролев В.В.* Описание и результаты расчетов по программе RECOL двумерных тестов для активной зоны реактора ВВЭР-1000 с MOX топливом. Препринт ИАЭ-6330/5, 2004.
21. *Кевролев В.В.* RECOL continuous-energy Monte-Carlo code for neutron transport. Preprint IAE-5621/5, 1993.
22. *Smith M.A., Lewis E.E., Na Byung-Chan.* Benchmark on deterministic 2-D MOX fuel assembly transport calculations without spatial homogenization // Progress in Nuclear Energy, 2004, v. 45, No. 2-4, pp. 107–118.

Контактная информация об авторах статьи –  
*Бояринов Виктор Федорович*, нач. лаб., тел.: (499)196-94-09, e-mail: [Boyarinov@dhtp.kiae.ru](mailto:Boyarinov@dhtp.kiae.ru);  
*Давиденко Владимир Дмитриевич*, нач. лаб., тел.: (499)196-96-73, e-mail: [Unk@dhtp.kiae.ru](mailto:Unk@dhtp.kiae.ru);  
*Полисмаков Андрей Александрович*, в.н.с., тел.: (499)196-75-78, e-mail: [polismakov@dhtp.kiae.ru](mailto:polismakov@dhtp.kiae.ru);  
*Цибульский Виктор Филиппович*, г.н.с., тел.: (499)196-96-73, e-mail: [Unk@dhtp.kiae.ru](mailto:Unk@dhtp.kiae.ru)

Вопросы атомной науки и техники.  
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3,  
 с. 36–44.

УДК 621.039.546

## Реализация трехмерных уравнений метода поверхностных гармоник в комплексе программ SUHAM-3D

*В.Ф. Бояринов,*

РНИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1  
 Поступила в редакцию 29.12.2008 г.

Описан первый вариант комплекса программ SUHAM-3D. В комплексе реализованы трехмерные конечно-разностные уравнения метода поверхностных гармоник (МПГ) с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами для квадратной решетки и для двухэтапного расчета (ячейка-реактор) с одной расчетной точкой на одну ячейку и одну энергетическую группу. Для верификации программы SUHAM-3D использовался трехмерный международный бенчмарк C5G7.

*Ключевые слова:* метод поверхностных гармоник, уравнение переноса нейтронов, комплекс программ SUHAM-3D, верификация.

**Realization of 3D Equations of Surface Harmonics Method in Code System SUHAM-3D.** *V.F. Boyarinov. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.* The first variant of code system SUHAM-3D has been described. The 3D equations of surface harmonics method with three transversal and two longitudinal trial matrices derived for square lattice and for two-stage calculation with one calculation point per one cell and one energy group have been realized in this variant of code system. International 3D benchmark C5G7 was used for initial verification of code system SUHAM-3D.

*Key words:* Surface Harmonics Method, Neutron Transport Equation, Code System SUHAM-3D, Verification.

### Введение

Решение уравнения переноса нейтронов во всем объеме активной зоны современных ядерных реакторов даже на современных компьютерах является достаточно тяжелой задачей.

При этом прямые детерминистические методы решения уравнения переноса нейтронов, такие как метод характеристик,  $S_N$  метод и другие, в принципе с такой задачей справляются, но, как правило, либо с весь-

ма значительными вычислительными затратами, либо с дополнительными приближениями, например, с недостаточным для получения необходимой точности разбиением.

Инженерные подходы основываются на том или ином механизме пространственной гомогенизации и дальнейшем решении диффузионного уравнения, в том числе и с привлечением нодальных методов. При этом вычислительные затраты вполне удовлетворительные, однако точность рас-



Рисунки к статье М.Н. Зизина и др.  
 “Реактивностные эффекты в реакторе ВВЭР-1000  
 3-го блока Калининской АЭС на этапе физического пуска.  
 Расчеты в интеллектуальной программной среде ShIPR  
 с библиотекой двугрупповых сечений, полученных по программе UNK”

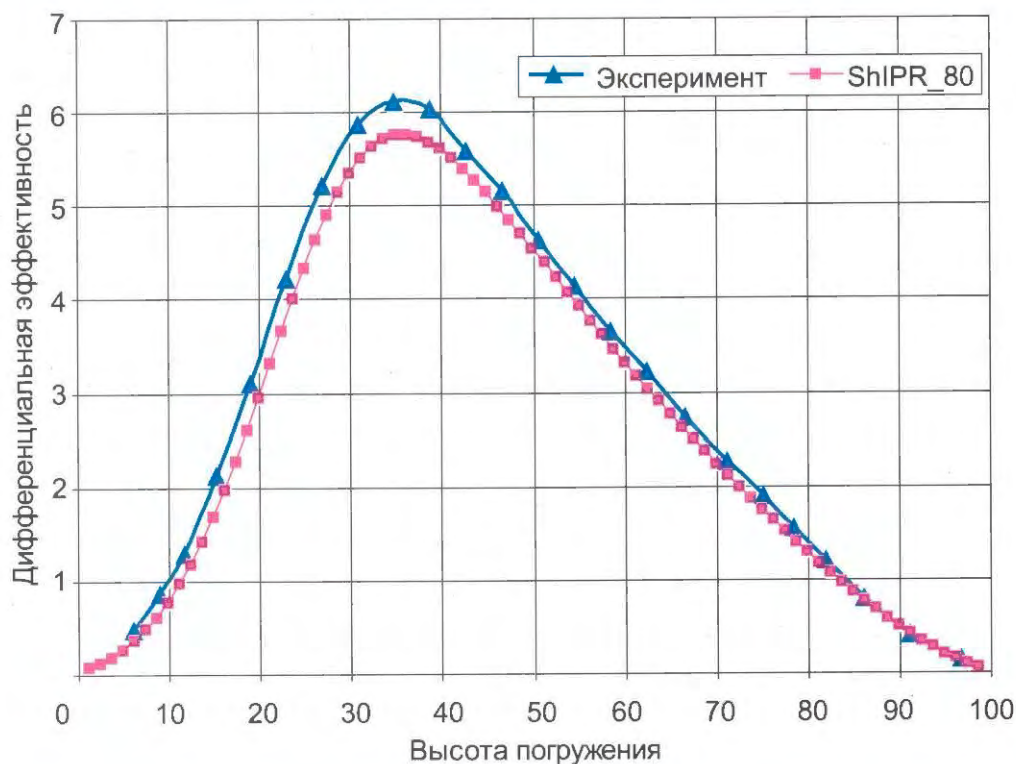


Рис. 2. Дифференциальная эффективность 9-й группы ОР СУЗ (ось Y –  $\delta\rho/\delta H$ ,  $10^{-3}\%/см$ ; ось X – % погружения поглотителя в активную зону)

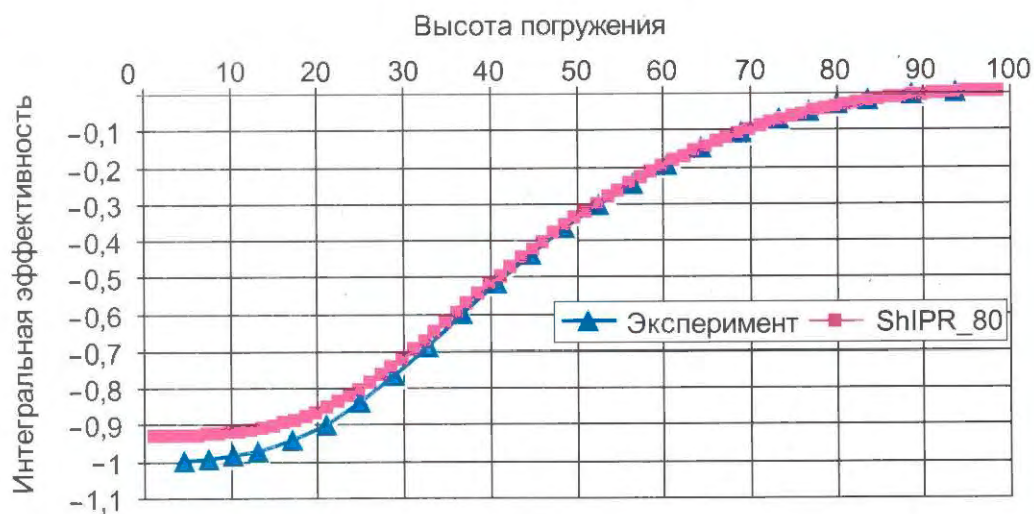


Рис. 3. Интегральная эффективность 9-й группы ОР СУЗ (ось Y –  $\Delta\rho$ , %; ось X – % погружения поглотителя в активную зону)

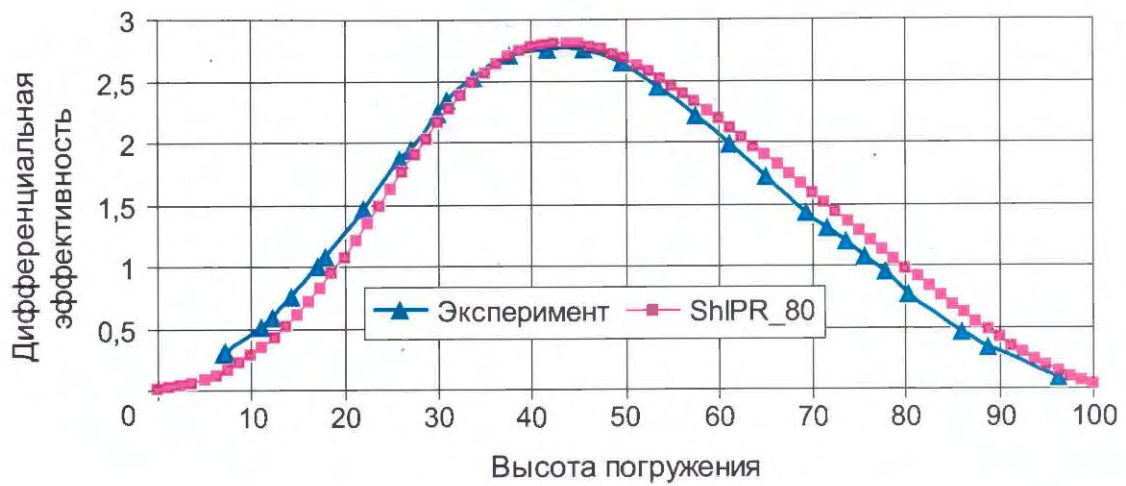


Рис. 4. Дифференциальная эффективность 10-й группы ОР СУЗ (ось Y –  $\partial p/\partial H$ ,  $10^{-3}\%/см$ ; ось X – % погружения поглотителя в активную зону)

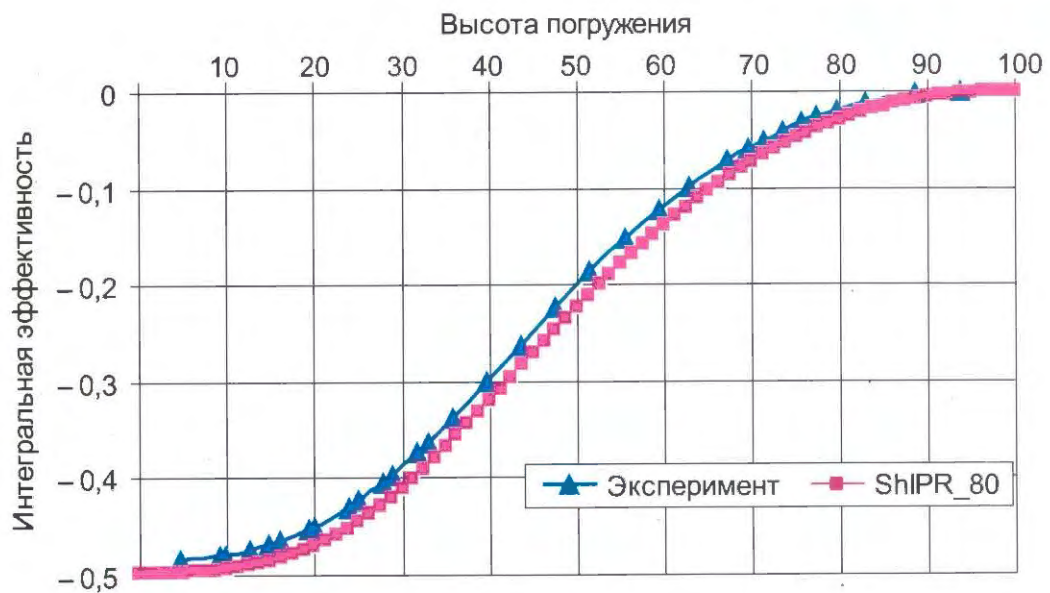


Рис. 5. Интегральная эффективность 10-й группы ОР СУЗ (ось Y –  $\Delta p$ , %; ось X – % погружения поглотителя в активную зону)

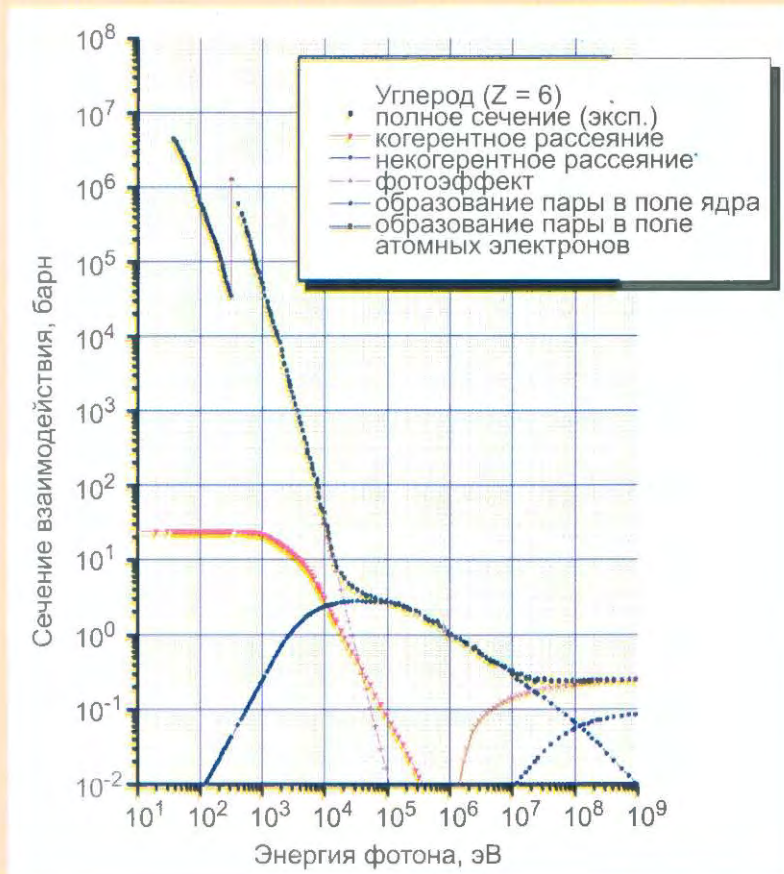


Рис. 1. Полное сечение и сечения отдельных процессов взаимодействия фотонов с углеродом в энергетической области от 10 эВ до 1 ГэВ

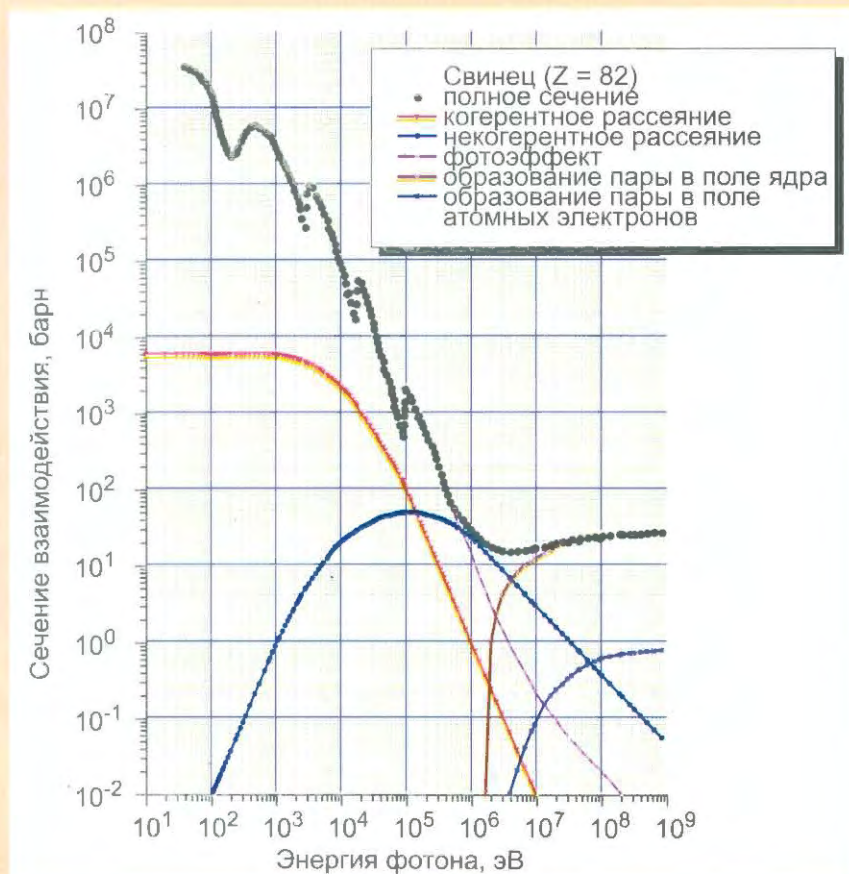


Рис. 2. Полное сечение и сечения отдельных процессов взаимодействия фотонов со свинцом в энергетической области от 10 эВ до 1 ГэВ

чета, как правило, недостаточна. Последнее, конечно, не относится к тем программам, которые имеют подгрупповые параметры для расчета определенных состояний конкретного аппарата, основанные на более точных расчетах, на стационарных экспериментах на сборках и стационарных измерениях на реакторах.

Наряду с вышеупомянутыми подходами развиваются модели, сочетающие в себе преимущества детерминистических и инженерных методов. В этих подходах уравнение переноса нейтронов решается в небольших объемах (в ячейках, ТВС), причем число таких решений (пробных решений) существенно больше единицы и отличаются эти решения друг от друга граничными условиями. Решение в каждом объеме представляется в виде линейной комбинации пробных решений с произвольными коэффициентами. Затем моменты общего решения в этих объемах приравниваются на границах между этими объемами. В результате получаются конечно-разностные уравнения для коэффициентов при пробных решениях в этих объемах. Одним из наиболее последовательных подходов такого типа служит МПГ [1...5], разрабатываемый в РНЦ "Курчатовский институт" уже более 30 лет.

В РНЦ КИ с 1995 г. разрабатывается комплекс программ SUHAM [6] вначале в связке с программой WIMS-SH [7] (комплекс SUHAM-W [6]), а затем в связке с программой UNK [8] (комплекс SUHAM-U [9, 10]). При этом модули программ WIMS-SH и UNK применяются для подготовки групповых сечений изотопов и материалов. Кроме этого, модули программы WIMS-SH используются для подготовки эффективных сечений ячеек для двумерных конечно-разностных уравнений МПГ, а модули программы UNK – для решения уравнений выгорания. Модули программы SUHAM применяются для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов во всем объеме активной зоны реактора с помощью МПГ.

В рамках верификации двумерной программы SUHAM-2D [11] проведен выбор числа групп и границ многогруппового

энергетического разбиения для расчета ВВЭР-1000 с МОХ загрузкой [9, 10]. Во всех дальнейших расчетах использовалось выбранное 12-групповое разбиение.

Ранее проведены следующие двумерные верификационные расчеты по программе SUHAM-2D:

- бенчмарк-расчеты ТВС ВВЭР-1000 с урановым и МОХ топливом [10, 12, 13];
- расчеты выгорания ТВС ВВЭР-1000 с урановым и МОХ топливом [14...16];
- международный бенчмарк для двумерной активной зоны ВВЭР-1000 [17...19];
- международный двумерный МОХ бенчмарк C5G7 [20, 21];
- международный бенчмарк Мостеллера для эффекта Доплера [22, 23];
- двумерный экспериментальный бенчмарк VENUS-2 [24...26].

В данной работе описан первый вариант трехмерного программного комплекса SUHAM-3D. В этом варианте программы реализованы трехмерные конечно-разностные уравнения МПГ с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами для квадратной решетки и для двухэтапного расчета (ячейка-реактор) с одной расчетной точкой на одну ячейку и одну энергетическую группу [27]. Для верификации программы SUHAM-3D применялся трехмерный бенчмарк C5G7 [28].

### 1. Трехмерные уравнения МПГ, реализованные в программе SUHAM-3D

Впервые трехмерные конечно-разностные уравнения МПГ получены в работах [4, 5]. В работе [27] с использованием промежуточных трехмерных уравнений из [4, 5] (уравнений для амплитуд при пробных функциях) получено упрощенное трехмерное уравнение МПГ с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами с одной неизвестной на одну ячейку и одну энергетическую группу. Запишем это уравнение для переменного шага по оси Z в виде

$$\Lambda^z \Phi_k + \Lambda^r \Phi_k - \Sigma_k^r \Phi_k = 0, \quad (1)$$

где

$$\Lambda^z A_k = \frac{1}{h_{z,k}} \sum_{i=1}^2 H_{ik}^z (A_{j_i} - A_k); \quad (2)$$

$$\Lambda^r A_k = \frac{4}{Mh_r^2} \sum_{i=1}^2 H_{ik}^r (A_{j_i} - A_k); \quad (3)$$

$$\left. \begin{aligned} H_{ik}^z &= 2[h_{z,j_i} (D_{j_i}^z)^{-1} + h_{z,k} (D_k^z)^{-1}]^{-1}; \\ H_{ik}^r &= 2D_{j_i}^r (D_{j_i}^r + D_k^r)^{-1} D_k^r; \\ D_k^z &= \frac{h_{z,k}}{2} (\Phi_k^{z,(1)})^{-1}; \\ D_k^r &= \frac{h_r}{2} (\Phi_k^{r,(1)})^{-1}; \end{aligned} \right\} \quad (4)$$

$k$  – номер центральной ячейки;  $i$  – номер боковой грани ( $i = 1 \dots 4$  для ячейки с квадратной границей и  $i = 1 \dots 6$  для ячейки с гексагональной границей) или номер торцевой грани ( $i = 1, 2$ );  $j_i$  – номер ячейки, имеющей с  $k$ -й ячейкой общую грань  $i$  (боковую или торцевую);  $\Phi_k^{z,(1)}$  и  $\Phi_k^{r,(1)}$  – соответственно продольная и радиальная антисимметричные пробные матрицы;  $\Phi_k$  – групповые неизвестные векторы;  $\Lambda^r$  и  $\Lambda^z$  – конечно-разностные операторы;  $D_k^r$  и  $D_k^z$  – матрицы эффективных коэффициентов диффузии. Более подробно все обозначения см. в [27].

Уравнение (1) – самое простое из всех возможных трехмерных конечно-разностных уравнений МПГ с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами. Следует отметить, что по внешнему виду уравнение похоже на конечно-разностный аналог диффузионного уравнения. Формальные отличия заключаются в том, что матрицы коэффициентов диффузии как поперечные, так и продольные – недиагональные. Более существенные отличия заключаются в том, что вектор  $\Phi_k$ , а также коэффициенты уравнения (1) имеют нестандартный смысл, в результате чего и получается существенное уточнение. Подробности см., например, в работах [1...5].

## 2. Комплекс программ SUHAM-3D

Данная версия программного комплекса SUHAM-3D предназначена для решения трехмерного уравнения переноса нейтронов

в объекте с квадратной в плане решеткой. В программе реализован двухэтапный расчет (ячейка-реактор), при этом конечно-разностное уравнение рассчитывается с одной расчетной точкой на одну ячейку и одну энергетическую группу. В программе реализовано трехмерное уравнение (1) с переменным шагом по оси  $Z$ .

Следует отметить, что все коэффициенты уравнения (1) зависят от неизвестного собственного значения  $k_{эфф}$ , поэтому организован дополнительный слой итераций (сверхвнешние итерации). Общая расчетная схема программы SUHAM-3D представлена на рис. 1.

Результатами расчета являются:

- эффективный коэффициент размножения объекта:  $k_{\infty}$  или  $k_{эфф}$ ;
- групповые, средние по ячейкам потоки нейтронов;
- групповые реакции поглощения в ячейках;
- групповые реакции деления в ячейках;
- одногрупповые, средние по ячейкам потоки нейтронов;
- одногрупповые реакции поглощения в ячейках;
- одногрупповые реакции деления в ячейках.

## 3. Верификация программы SUHAM-3D

Для верификации программы SUHAM-3D использовался трехмерный междуна-



Рис. 1. Общая расчетная схема программы SUHAM-3D

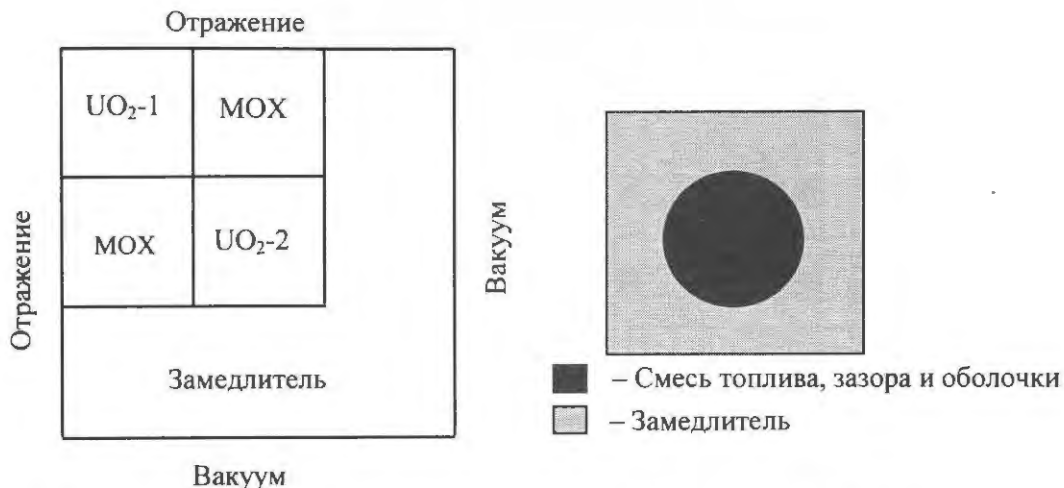


Рис. 2. Двумерная конфигурация бенчмарка C5G7 и схема топливной ячейки

родный бенчмарк C5G7 [28] с заданными 7-групповыми макросечениями материалов. На рис. 2 приведены конфигурация бенчмарка C5G7 в плане (1/4 часть) и схема топливной ячейки, а на рис. 3 – конфигурация бенчмарка C5G7 по Z направлению. На рисунках также указаны граничные условия. На рис. 4 представлена двумерная схема 4-х топливных ТВС в бенчмарке C5G7 (2 ТВС-UO<sub>2</sub> и 2 ТВС-MOX).

Полные размеры двумерной конфигурации равны 64,26×64,26 см, а каждой ТВС – 21,42×21,42 см. Для трехмерной конфигурации размеры ТВС по Z направлению

равны 192,78 см, а водяного торцевого отражателя – 21,42 см. Полные размеры трехмерной конфигурации равны 64,26×64,26×214,20 см, а каждой ТВС – 64,26×64,26×192,78 см.

При расчете бенчмарка по программе SUHAM-3D ТВС и ячейки вдоль оси Z разбивались на 3 слоя с размерами 96,39, 96,39 и 21,42 см. При этом при расчете продольных пробных матриц шаг по Z брался равным 0,9639 см для ячеек ТВС (100 точек) и 1,071 см для отражателя (20 точек).

Сравнение проводилось с результатами, рассчитанными по программе MCNP [28]. Значение  $k_{эфф}$  сборки, рассчитанное по программе MCNP, равно 1,18381 ( $\pm 0,008\%$ ), а значение  $k_{эфф}$ , рассчитанное по программе SUHAM-3D, равно 1,18528. Таким образом, методическая ошибка расчета  $k_{эфф}$  сборки для данного бенчмарка по программе SUHAM-3D равна 0,12%.

В табл. 1 приведены некоторые интегральные сравнения локальных энерговыделений (реакция деления), при этом величины AVG (average pin power percent distinction), RMS (root mean square of the percent distinction) и MRE (mean absolute power percent error) рассчитывались по следующим формулам:

$$AVG = \frac{1}{N} \sum_{n=1}^N |e_n|; \quad (5)$$

$$RMS = \frac{1}{\sqrt{N}} \sqrt{\sum_{n=1}^N e_n^2}; \quad (6)$$

$$MRE = \sum_{n=1}^N |e_n| p_n / (N p_{avg}), \quad (7)$$



Рис. 3. Конфигурация бенчмарка C5G7 по Z направлению

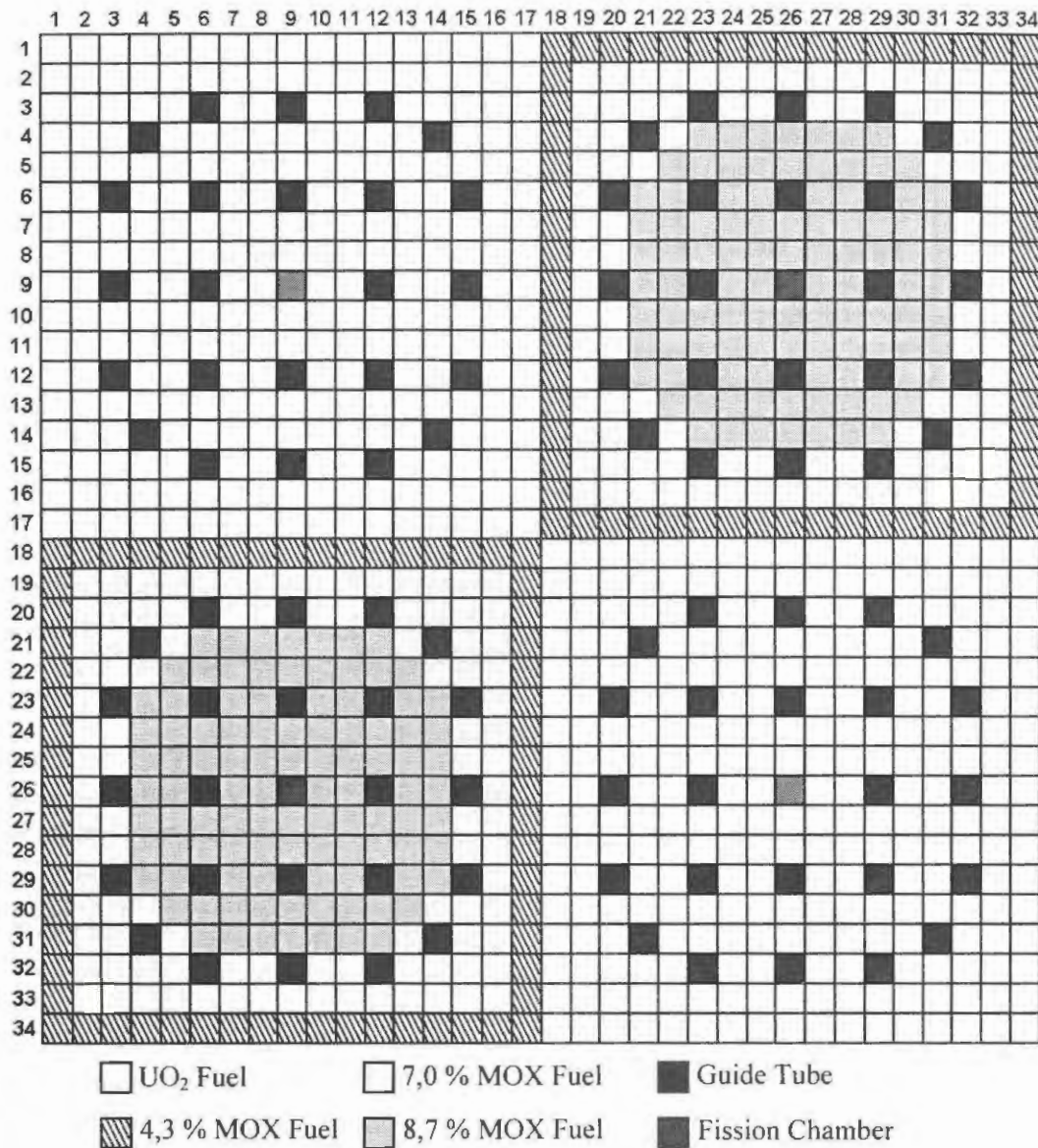


Рис. 4. 4 топливные ТВС в бенчмарке C5G7: 2 ТВС-UO<sub>2</sub> и 2 ТВС-MOX

где  $e_n$  – процентная ошибка энерговыделения  $p_n$  в  $n$ -м ТВэле.

В табл. 2 приведены сравнения энерговыделений в ТВС, рассчитанных по программам SUHAM-3D и MCNP. Энерговыделения в ТВС в табл. 3 представлены в том же порядке, что и ТВС на рис. 2, 4. Следует отметить, что процентные отличия, приведенные в табл. 2, 3, получены с помощью Excel-таблиц, предоставленных авторами бенчмарка.

В табл. 3...5 представлены распределения процентных отличий энерговыделений в ТВэлах соответственно в ТВС-UO<sub>2</sub>-1, ТВС-UO<sub>2</sub>-2 и ТВС-MOX, рассчитанных по программе SUHAM-3D, от соответствующих значений, рассчитанных по программе MCNP.

### Заклучение

В данной работе описан первый вариант трехмерного комплекса программ SUHAM-3D. В этом варианте комплекса реализованы самые простые трехмерные уравнения МПГ с тремя поперечными и двумя продольными пробными матрицами, выведенные для квадратной решетки и для двухэтапного расчета с одной расчетной точкой на одну ячейку и одну энергетическую группу.

Проведена первичная верификация комплекса SUHAM-3D на трехмерном международном бенчмарке C5G7. Сравнение проводилось с результатами расчетов по программе MCNP. Показано, что для данного бенчмарка:

**Таблица 1.** Интегральные сравнения локальных энерговыделений (делений), рассчитанных по программам SUHAM-3D и MCNP

Величина	MCNP	SUHAM-3D	Отличие от MCNP, %
Среднее энерговыделение в твэле	1,000	1,000	
Максимальное энерговыделение в твэле	2,500(± 0,16 %)	2,515	0,62
Минимальное энерговыделение в твэле	0,231(± 0,58 %)	0,226	- 2,09
Максимальная процентная ошибка		2,92	
AVG, %	0,32	0,77	
RMS, %	0,34	0,97	
MRE, %	0,27	0,65	
Число твэлов в пределах 0,68δ MCNP		105	
Число твэлов в пределах 0,95δ MCNP		153	
Число твэлов в пределах 0,99δ MCNP		241	
Число твэлов в пределах 0,999δ MCNP		316	
Суммарное число твэлов	1 056	1 056	
Среднее энерговыделение в твэле в ТВС-UO <sub>2</sub> -1	1,867	1,878	0,58
Среднее энерговыделение в твэле в ТВС-MOX	0,802	0,799	- 0,37
Средняя энерговыделение в твэле в ТВС-UO <sub>2</sub> -2	0,529	0,524	- 0,90

**Таблица 2.** Сравнение энерговыделений в ТВС, рассчитанных по программам SUHAM-3D и MCNP

MCNP		SUHAM-3D		Отличие от MCNP, %	
492,9(± 0,10 %)	211,7(± 0,18 %)	495,7	211,0	0,58	- 0,37
211,7(± 0,18 %)	139,6(± 0,20 %)	211,0	138,4	- 0,37	- 0,90

**Таблица 3.** Распределение процентных отличий энерговыделений в твэлах в ТВС-UO<sub>2</sub>-1, рассчитанных по программе SUHAM-3D, от значений, рассчитанных по MCNP

	UO <sub>2</sub> -1																					
	Процентное отличие																					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17					
1	0,47	0,52	0,44	0,42	0,70	0,59	0,47	0,64	0,61	0,44	0,70	0,70	0,62	0,41	0,43	0,27	0,18					
2		0,55	0,66	0,68	0,64	0,62	0,50	0,67	0,70	0,55	0,57	0,75	0,61	0,63	0,56	0,43	0,10					
3			0,39	0,78	0,65		0,73	0,68		0,88	0,91		0,88	0,73	0,55	0,40	0,06					
4					0,62	0,87	0,57	0,48	0,67	0,64	0,64	0,92	0,63		0,66	0,55	0,18					
5						0,45	0,87	0,58	0,53	0,72	0,55	0,67	0,84	0,67	0,60	0,62	0,31	0,24				
6								0,75	0,67		0,96	0,84		0,85	0,86		0,41	0,14				
7									0,53	0,57	0,83	0,51	0,48	0,75	0,68	0,63	0,66	0,32	0,23			
8										0,46	0,69	0,51	0,60	0,73	0,59	0,41	0,65	0,35	0,05			
9												0,86	0,83		0,82	0,70		0,54	0,19			
10													0,66	0,58	0,70	0,48	0,26	0,64	0,15	0,09		
11														0,62	0,69	0,59	0,52	0,61	0,22	-0,02		
12																0,83	0,72		0,39	0,17		
13																	0,51	0,62	0,47	0,37	0,16	
14																			0,53	0,41	0,25	
15																				0,05	0,34	0,18
16																					-0,16	-0,38
17																						-0,52

- отличие расчета  $k_{эфф}$  сборки равно 0,12 %;
- максимальное отличие локальных энерговыделений (реакции деления) 2,9 %;
- среднее по модулю отличие локальных энерговыделений 0,8 %;
- среднеквадратическое отличие локальных энерговыделений 1,0 %;

**Таблица 4.** Распределение процентных отличий энерговыделений в твэлах в ТВС-UO<sub>2</sub>-2, рассчитанных по программе SUHAM-3D, от значений, рассчитанных по MCNP

	UO <sub>2</sub> -2																			
	Процентное отличие																			
	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34			
18	-0,93	-0,86	-0,69	-0,42	-0,16	-0,33	-0,73	-0,88	-0,77	-0,94	-1,15	-1,08	-1,59	-1,73	-1,82	-1,42	-0,64	18		
19		-0,61	-0,51	-0,20	-0,33	-0,46	-0,43	-0,53	-0,56	-0,90	-0,83	-1,34	-1,44	-1,48	-1,58	-1,29	-0,33	19		
20			-0,16	-0,11	-0,06		-0,21	-0,31		-0,25	-0,39		-0,78	-1,32	-1,37	-0,79	0,00	20		
21					-0,09	-0,07	-0,33	-0,24	-0,49	-0,74	-1,01	-0,82	-1,29		-0,97	-0,93	-0,17	21		
22					-0,34	0,00	-0,24	-0,41	-0,49	-0,80	-0,88	-0,77	-1,23	-1,33	-1,23	-1,06	0,29	22		
23							-0,29	-0,55		-0,53	-0,86		-1,34	-1,27		-1,13	-0,13	23		
24							-0,61	-0,52	-0,42	-0,83	-1,21	-1,10	-1,48	-1,96	-1,64	-1,34	-0,28	24		
25							-0,62	-0,71	-1,10	-1,01	-0,96	-1,35	-1,96	-1,53	-1,48	-0,40		25		
26										-0,72	-1,18		-1,32	-1,67		-1,42	-0,37	26		
27										-1,10	-1,75	-1,56	-1,69	-2,08	-2,05	-1,78	-0,73	27		
28											-1,64	-1,94	-2,19	-2,15	-2,18	-2,03	-0,92	28		
29													-1,99	-2,38		-2,08	-1,23	29		
30														-2,51	-2,92	-2,80	-2,45	-1,23	30	
31																-2,82	-1,98	-1,61	31	
32																-2,79	-2,57	-1,71	32	
33																	-2,09	-1,94	33	
34																			-1,43	34

**Таблица 5.** Распределение процентных отличий энерговыделений в твэлах в ТВС-MOX, рассчитанных по программе SUHAM-3D, от значений, рассчитанных по MCNP

	MOX																	
	Процентное отличие																	
	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	
1	0,30	-0,05	0,03	-0,05	-0,16	0,34	-0,16	-0,50	-0,09	-0,57	-0,68	-0,35	-1,22	-1,40	-1,45	-1,18	0,38	1
2	0,28	0,19	0,15	0,43	-0,72	-0,02	-0,79	-0,52	-0,06	-0,92	-0,97	-0,78	-1,55	-0,80	-1,16	-0,87	0,32	2
3	0,28	0,28	-0,32	0,46	-0,44		0,70	0,51		0,25	0,15		-1,14	-0,30	-1,53	-1,22	0,32	3
4	0,25	0,34	0,69		-0,38	1,06	-0,87	-0,90	0,46	-0,94	-1,00	0,40	-1,17		-0,79	-0,60	0,59	4
5	0,31	-0,21	-0,10	-0,48	-1,33	0,35	-0,96	-0,90	0,51	-1,17	-1,12	0,31	-2,31	-1,41	-1,54	-1,32	0,64	5
6	0,56	-0,03		0,84	0,52		0,42	0,26		0,50	0,00		-0,11	-0,10		-0,78	0,61	6
7	0,22	-0,51	0,46	-1,02	-0,76	0,64	-1,18	-1,35	0,37	-1,35	-1,40	0,12	-1,88	-1,54	-0,45	-1,60	-0,06	7
8	0,14	-0,48	0,53	-0,89	-1,10	0,37	-1,22	-1,10	0,67	-1,47	-1,44	-0,02	-1,96	-1,87	-0,97	-1,46	0,29	8
9	0,40	-0,14		0,31	0,66		0,40	0,22		0,31	-0,15		-0,23	-0,64		-0,89	0,44	9
10	-0,03	-0,76	0,69	-0,81	-0,98	0,43	-1,35	-1,60	0,18	-1,59	-1,66	-0,20	-2,24	-1,97	-0,58	-1,94	0,10	10
11	0,20	-0,43	0,50	-0,80	-1,10	0,24	-1,10	-0,94	0,20	-1,30	-1,52	-0,34	-2,00	-1,87	-0,95	-2,30	0,14	11
12	0,51	-0,02		0,82	0,25		0,29	0,18		0,08	-0,15		-0,51	-0,16		-1,14	0,04	12
13	0,16	-0,56	-0,41	-0,74	-1,32	0,39	-1,21	-1,48	0,02	-1,59	-1,79	-0,24	-2,27	-1,78	-1,62	-1,80	0,07	13
14	0,09	0,07	0,25		-0,66	0,59	-1,03	-1,20	0,23	-1,74	-1,48	-0,24	-1,90		-1,05	-1,09	0,32	14
15	0,22	-0,03	-0,56	0,39	-0,68		0,08	0,11		-0,30	-0,37		-1,37	-1,00	-2,18	-1,54	-0,01	15
16	-0,11	-0,02	-0,11	0,08	-0,95	-0,25	-0,98	-1,11	-0,46	-1,56	-1,70	-1,16	-1,75	-1,26	-1,80	-1,05	-0,30	16
17	-0,30	-0,11	-0,12	-0,29	-0,17	0,12	-0,32	-0,49	-0,22	-1,07	-1,32	-0,76	-1,23	-1,46	-1,23	-1,15	0,27	17

- отличие энерговыделений ТВС не превышает 0,9 %;
- максимальные отличия локальных энерговыделений и максимальное отличие усредненных по ТВС энерговыделений наблюдаются для ТВС-UO<sub>2</sub>-2, которая

находится в наиболее неоднородном окружении.

Результаты верификации показывают, что комплекс SUHAM-3D рассчитывает бенчмарк C5G7 с достаточной для практики точностью и небольшими вычислительны-

ми затратами – 1 час 15 мин на РС 3,2GHz. Дальнейшее развитие трехмерного комплекса SUHAM-3D предполагается на объекты с треугольной решеткой, включая трехэтапный расчет ВВЭР-1000.

### Список литературы

1. *Лалетин Н.И.* Об уравнениях гетерогенного реактора // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18), с. 31–46.
2. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 1. Квадратная решетка блоков. Препринт ИАЭ-3280/5, 1980.
3. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 2. Квадратная, треугольная и “двойная” решетки блоков. Препринт ИАЭ-3458/5, 1981.
4. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 3. Трехмерный гетерогенный реактор. Препринт ИАЭ-4090/5, 1985.
5. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Система уточненных конечно-разностных уравнений для трехмерного гетерогенного реактора // Атомная энергия, 1986, т. 60, вып. 2, февраль, с. 96–99.
6. *Boyarinov V.F.* SUHAM-2.5 Code for Solving 2D Finite-Difference Equations of the Surface Harmonics Method in Square and Triangular Lattices / Proc. of Annual Meeting on Nuclear Technology'99, Karlsruhe, Germany, May 18-20, 1999, pp. 23–26.
7. *Лалетин Н.И., Султанов Н.В., Бояринов В.Ф.* Комплекс программ WIMS-SU // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 1, с. 26–33.
8. *Белоусов Н.И., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора. Препринт ИАЭ-6083/4, 1998.
9. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф., Полисмаков А.А.* Комплекс программ SUHAM-U, вариант SUHAM-U-VVER-01. Препринт ИАЭ-6341/5, 2004.
10. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsibulsky V.F.* New code system SUHAM-U-VVER-01. Description and verification calculations of VVER-1000 fuel assemblies with uranium and MOX fuel / Proc. of Int. Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Application, M&C-2005, Palais des Papes, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005.
11. *Бояринов В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-2D для решения двумерных нейтронно-физических задач в активной зоне ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 48–58.
12. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-U-VVER-01. Верификация на бенчмарк-расчетах кассет с урановым и MOX топливом. Препринт ИАЭ-6361/5, 2005.
13. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsibulsky V.F.* Generation of multigroup cross-sections from microgroup ones in code system SUHAM-U used for VVER-1000 reactor core calculations with MOX loading / Proc. of Int. Topical Meeting on Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Biological Application, M&C-2005, Palais des Papes, Avignon, France, Sept. 12-15, 2005.
14. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Полисмаков А.А., Цибульский В.Ф.* Верификация программы SUHAM-U на расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом. Нейтроника-2006, 31 окт. – 03 нояб. 2006, г. Обнинск.
15. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsibulsky V.F.* Surface Harmonics Method for Burnup Calculations of VVER-1000 Fuel Assemblies with Uranium and MOX Fuel. PHYSOR-2006, Sept. 10-14, Vancouver, BC, Canada, 2006.
16. *Бояринов В.Ф.* Верификация комплекса программ SUHAM-2D на расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 36–44.
17. *Бояринов В.Ф., Невитица В.А.* Восстановление локальных нейтронно-физических функционалов в методе поверхностных гармоник. Нейтроника-2007, 30 окт. – 02 нояб. 2007, г. Обнинск.
18. *Boyarinov V.F., Nevinitza V.A.* Reconstruction of the local neutron-physical functionals in surface harmonics method. Joint Int. Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007). Monterey, California, April 15-19, 2007, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL, 2007.
19. *Бояринов В.Ф., Невитица В.А.* Восстановление локальных нейтронно-физических функционалов в методе поверхностных гармоник // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 42–48.
20. *Boyarinov V.F.* Use of the Surface Harmonics Method for Calculation of 2D Benchmark C5G7

MOX / Proc. of the PHYSOR-2002. Int. Conf. on the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing, Seoul, Korea, October 7-10, 2002, Session 8B.

21. *Boyarinov V.F.* Use of the Surface Harmonics Method for Calculation of 2D C5G7 MOX Benchmark // Progress in Nuclear Energy, 2004, vol. 45, No 2-4, pp. 133-142.

22. *Бояринов В.Ф., Султанов Н.В.* Применение программы SUHAM-U для расчетного анализа бенчмарков для коэффициентов реактивности Доплера. Нейтроника-2006, 31 окт. - 03 нояб., г. Обнинск.

23. *Boyarinov V.F., Sultanov N.V.* Application of SUHAM-U code for calculation of the computational benchmarks for the Doppler reactivity effect. Joint Int. Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007). Monterey, California, April 15-19, 2007, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL, 2007.

24. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Невиница В.А., Цибульский В.Ф.* Верификация программного комплекса SUHAM-U на основе расчета двумерного benchmark-эксперимента на критической легководной сборке VENUS-2 с урановым и MOX топливом. Препринт ИАЭ-6378/5, 2005.

25. *Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Nevinitza V.A., Tsibulsky V.F.* Application of Surface-Harmonics Code SUHAM-U and Monte-Carlo Code UNK-MC for Calculations of 2D Light Water Benchmark-Experiment VENUS-2 with UO<sub>2</sub> and MOX Fuel. PHYSOR-2006, Sept. 10-14, Vancouver, BC, Canada, 2006.

26. *Бояринов В.Ф.* Применение комплекса программ SUHAM-2D для расчета двумерного бенчмарк-эксперимента на сборке VENUS-2 с урановым и MOX топливом // ВАЯТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 27-35.

27. *Бояринов В.Ф.* Трехмерные уравнения гетерогенного реактора в методе поверхностных гармоник с одной неизвестной на ячейко-группу // Атомная энергия, 1992, т. 72, № 3, с. 227-231.

28. *Benchmark* on Deterministic Transport Calculations without Spatial Homogenization. A 2D/3D MOX Fuel Assembly Benchmark. NEA/NSC/DOC(2003)16, OECD, 2003.

*Контактная информация об авторе статьи - Бояринов Виктор Федорович, нач. лаб., тел.: (499)196-94-09, e-mail: Boyarinov@dhtp.kiae.ru*

Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3,  
с. 44-56.

УДК 621.039.546

## Применение комплекса программ SUHAM для расчета бенчмарков Мостеллера для ячеек PWR с различным топливом

*В.Ф. Бояринов,*

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

Поступила в редакцию 29.01.2009 г.

Проведена верификация комплекса программ SUHAM на бенчмарк-расчетах ячеек PWR с урановым реакторным MOX и оружейным MOX топливом. Сравнение проводилось со значениями  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициентов реактивности Доплера, рассчитанными по программе MCNP5 с сечениями, полученными из ядерных данных ENDF/B-V, ENDF/B-VI и ENDF/B-VII.0.

*Ключевые слова:* комплекс программ SUHAM, верификация, бенчмарк-расчеты, ячейки PWR.

**Application of Code System SUHAM-2D for the Mosteller Benchmark Calculations of the PWR Cells with Different Fuel.** *V.F. Boyarinov. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.* Verification of the code system SUHAM by the benchmark calculations of the PWR cells with uranium, reactor-MOX and weapon-MOX fuel has been carried out. Comparison has been carried out with values  $k_{\infty}$  of cells and Doppler coefficient of reactivity calculated by MCNP-5 code with cross-sections derived from the ENDF/B-V, ENDF/B-VI, and ENDF/B-VII.0 nuclear data sets.

*Key words:* Code System SUHAM, Verification, Benchmark Calculations, PWR Cells.

В работе [1] Russell D. Mosteller предложил для общего использования расчетные бенчмарки для коэффициента реактивности Доплера. Геометрия бенчмарков соответствует бесконечной решетке одинаковых топливных ячеек PWR. Такая решетка может быть смоделирована отдельной топливной ячейкой с квадратной границей и условием отражения на верхних и нижних торцевых поверхностях, а также на боковых поверхностях. Цель этих бенчмарков – рассчитать эффект Доплера между двумя состояниями: 1) горячее состояние, полная мощность (HFP); 2) горячее состояние, нулевая мощность (HZP). Исходно эти бенчмарки были “слепыми”, т.е. результаты расчета ни по одной программе не были заранее известны.

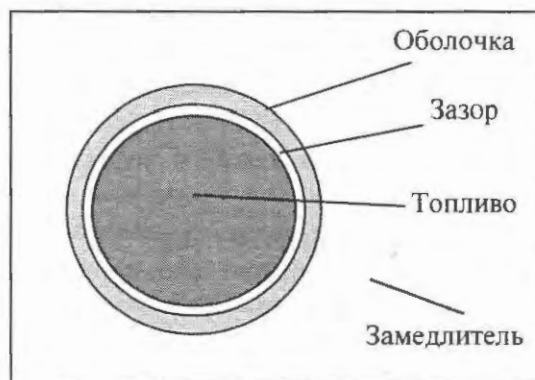
В 2007 г. на международной конференции M&C-2007 опубликовано некоторое количество работ с результатами расчета бенчмарков Мостеллера. Выделим среди них работу [2], в которой обобщены результаты 44-х расчетов этих бенчмарков по разным программам с применением разных библиотек, а также работу [3], в которой представлены результаты расчета по программе MCNP5 с константами, приготовленными на основе файлов ядерных данных ENDF/B-V, ENDF/B-VI и ENDF/B-VII.0. На этой же конференции представлены расчеты бенчмарков Мостеллера по программе SUHAM [4]. Кроме расчетов самих бенчмарков с помощью программы SUHAM исследованы следующие эффекты:

- влияние условия отражения на границе ячейки;
- влияние объединения оболочки и зазора в одну зону;
- отдельное влияние изменения температуры и радиуса топливного стержня.

В данной работе основное внимание уделено сравнению рассчитанных по программе SUHAM  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактивности Доплера со значениями, рассчитанными по программе MCNP5 с сечениями, полученными из ядерных данных ENDF/B-V, ENDF/B-VI и ENDF/B-VII.0.

Геометрия бенчмарков соответствует бесконечной решетке одинаковых топливных ячеек PWR (рисунок). Топливные ячейки состоят из четырех зон: топливо, воздушный зазор, оболочка и замедлитель (борированная вода). Рассматривались следующие виды топлива:

- топливо из  $UO_2$  (7 ячеек);
- реакторное топливо из смешанного оксида (MOX) (5 ячеек);
- MOX топливо на основе плутония оружейного класса (4 ячейки).



Геометрия топливной ячейки

В табл. 1 приведен изотопный состав плутония в MOX топливе.

Таблица 1. Изотопный состав плутония, ат.%

Топливо	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{242}\text{Pu}$
Реакторный MOX	45,0	30,0	15,0	10,0
Оружейный MOX	93,6	5,9	0,4	0,1

Автор бенчмарков использовал следующие упрощения составов материалов:

- топливо содержит только чистый  $UO_2$  или MOX без примесей и продуктов деления;
- обогащенный уран содержит только изотопы  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ , а содержание  $^{234}\text{U}$  пропорционально концентрации  $^{235}\text{U}$ ;
- топливо MOX содержит только чистый  $PuO_2$  и  $UO_2$  с Pu, содержащим только четыре основных изотопа плутония, и с U, содержащим только два основных изотопа урана;

- игнорируется присутствие конструкционных материалов;
- оболочка состоит только из чистого Zr без примесей.

Ячейки рассчитывались в двух состояниях:

- 1) горячее состояние, полная мощность (HFP);
- 2) горячее состояние, нулевая мощность (HZR).

Предполагалось, что температуры оболочки и замедлителя не меняются и равны 600 К, а температура топлива менялась от 600 К для состояния HZR до 900 К для состояния HFP. Ядерные плотности оболочки и замедлителя при 600 К и всех видов топлива при 600 и 900 К являются известными величинами и приведены в [1, 2]. Геометрически изменение температуры топлива учитывается изменением радиуса топливного стержня. Размеры зон ячейки с топливом и оболочкой, а также шаг решетки при интересующих нас температурах приведены в табл. 2.

Таблица 2. Радиусы и шаг

Параметр, см	600 К	900 К
Внешний радиус топлива	0,39398	0,39433
Внутренний радиус оболочки	0,40226	0,40226
Внешний радиус оболочки	0,45972	0,45972
Шаг	1,26678	1,26678

## 2. Краткое описание расчетного инструмента

Бенчмарки рассчитаны по комплексу SUHAM-U – варианту комплекса SUHAM [5...7], который для подготовки групповых сечений изотопов и материалов использует модули комплекса UNK [8]. В данных расчетах применялась библиотека сечений, построенная на основе библиотеки файлов ядерных данных В-645 [9]. Для всех изотопов, используемых в данных расчетах, кроме  $^{238}\text{U}$  библиотека В-645 применяет файлы ENDF/B-VI, а для  $^{238}\text{U}$  – файлы ENDF/B-IV + ENDF/B-V для параметров разрешенных резонансов.

Комплекс программ SUHAM-U разрабатывается для дву- и трехмерных нейтронно-физических расчетов активной зоны

ядерного реактора с треугольной и квадратной решетками. При этом многогрупповое уравнение переноса нейтронов решается методом поверхностных гармоник [10...14].

Расчеты по программе SUHAM-U организованы следующим образом:

- микрогрупповой (порядка 7 000 групп) расчет каждой ячейки с условием изотропного отражения на цилиндрической границе ячейки;
- свертка микрогрупповых сечений материалов в многогрупповые (здесь используются 12 групп);
- решение многогруппового уравнения переноса нейтронов в рассчитываемом объекте методом поверхностных гармоник.

Как правило, в качестве рассчитываемого объекта рассматривается активная зона реактора. Одним из этапов решения многогруппового уравнения переноса нейтронов в активной зоне реактора служит решение этого уравнения в ячейках реактора, включая расчет на  $k_{\infty}$ . Модули программы РАЦИЯ [15] применяются для решения последней задачи, при этом для решения многогруппового уравнения переноса нейтронов используется метод поверхностных псевдоисточников [16].

Модули программы РАЦИЯ могут моделировать как условие изотропного отражения на цилиндрической границе ячейки, так и граничное условие, близкое к условию зеркального отражения на квадратной границе [17]. Для моделирования последнего условия применяются двумерные функции Грина. Реально центральная ячейка окружается некоторым количеством таких же ячеек. Для квадратной решетки это дополнительное число ячеек может быть равно четырем, восьми и более, зависит от длины свободного пробега в замедлителе в рассматриваемой энергетической группе и может быть различным в разных группах.

## 3. Проведенные расчеты и анализ результатов

По модулю РАЦИЯ комплекса SUHAM-U проведены расчеты 4-х зонных ячеек с граничным условием зеркального отраже-

ния на квадратной границе ячейки. Следующие величины являются результатами расчетов:  $k_{\infty}$  и  $\Delta\rho/\Delta T$ , при этом значение  $\Delta\rho$  рассчитывалось по следующей формуле:

$$\Delta\rho = (k_{\text{HFP}} - k_{\text{HZP}}) / (k_{\text{HFP}} k_{\text{HZP}}).$$

Табл. 3...5 показывают расчетные результаты для ячеек с  $\text{UO}_2$ , реакторным и оружейным MOX топливом, соответственно, с условием зеркального отражения на квадратной границе ячейки.

Видно, что

- коэффициент Доплера отрицателен для всех видов топлива и всех вариантов;

- для бенчмарков с  $\text{UO}_2$  топливом абсолютное значение коэффициента Доплера уменьшается с увеличением обогащения урана;
- для бенчмарков с реакторным MOX топливом абсолютное значение коэффициента Доплера уменьшается с увеличением содержания  $\text{PuO}_2$  в топливе;
- для бенчмарков с оружейным MOX топливом коэффициент Доплера слабо зависит от содержания  $\text{PuO}_2$  в топливе.

В табл. 6...8 представлены отличия значений  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактив-

Таблица 3. Расчетные результаты для ячеек с  $\text{UO}_2$  топливом

Обогащение, вес. %	HFP, $k_{\infty}$	HZP, $k_{\infty}$	Коэффициент реактивности Доплера ( $\Delta\rho/\Delta T$ ), pcm/K
0,711	0,66180	0,66702	- 3,94
1,6	0,95252	0,96019	- 2,80
2,4	1,08925	1,09789	- 2,41
3,1	1,16676	1,17591	- 2,22
3,9	1,22934	1,23886	- 2,08
4,5	1,26491	1,27462	- 2,01
5,0	1,28943	1,29926	- 1,96

Таблица 4. Расчетные результаты для ячеек с реакторным MOX топливом

Содержание $\text{PuO}_2$ , вес. %	HFP, $k_{\infty}$	HZP, $k_{\infty}$	Коэффициент реактивности Доплера ( $\Delta\rho/\Delta T$ ), pcm/K
1,0	0,93494	0,94434	- 3,55
2,0	1,00865	1,01933	- 3,46
4,0	1,06228	1,07366	- 3,32
6,0	1,09024	1,10171	- 3,18
8,0	1,11310	1,12451	- 3,04

Таблица 5. Расчетные результаты для ячеек с оружейным MOX топливом

Содержание $\text{PuO}_2$ , вес. %	HFP, $k_{\infty}$	HZP, $k_{\infty}$	Коэффициент реактивности Доплера ( $\Delta\rho/\Delta T$ ), pcm/K
1,0	1,07671	1,08565	- 2,55
2,0	1,16392	1,17456	- 2,59
4,0	1,22916	1,24096	- 2,58
6,0	1,26388	1,27595	- 2,49

Таблица 6. Отличия  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактивности Доплера, рассчитанных по комплексу SUHAM, от значений MCNP, рассчитанных с разными библиотеками ENDF/B, для ячеек с урановым топливом

Библиотека ядерных данных	Обогащение	$\delta k_{\infty}$ , %, HFP	$\delta k_{\infty}$ , %, HZP	$\delta K_D$ , %
ENDF/B-V	0,711	0,35	0,33	-3,2
	1,6	0,10	0,09	-0,7
	2,4	0,02	0,04	1,7
	3,1	0,04	0,02	-1,3
	3,9	0,05	0,01	-5,0
	4,5	0,03	0,01	-2,9
	5,0	0,04	0,03	-1,5
ENDF/B-VI	0,711	0,34	0,30	-5,3
	1,6	0,15	0,12	-4,1
	2,4	0,14	0,14	0,0
	3,1	0,11	0,09	-3,5
	3,9	0,14	0,12	-1,9
	4,5	0,20	0,16	-5,2
	5,0	0,21	0,18	-3,9
ENDF/B-VII.0	0,711	0,11	0,06	-5,7
	1,6	-0,17	-0,16	0,7
	2,4	-0,14	-0,15	-1,2
	3,1	-0,10	-0,13	-3,5
	3,9	-0,09	-0,14	-5,4
	4,5	-0,08	-0,12	-4,7
	5,0	-0,01	-0,08	-7,6

Таблица 7. Отличия  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактивности Доплера, рассчитанных по комплексу SUHAM, от значений MCNP, рассчитанных с разными библиотеками ENDF/B, для ячеек с реакторным MOX топливом

Библиотека ядерных данных	Содержание PuO <sub>2</sub> , вес. %	$\delta k_{\infty}$ , %, HFP	$\delta k_{\infty}$ , %, HZP	$\delta K_D$ , %
ENDF/B-V	1,0	0,19	0,10	-8,7
	2,0	0,11	0,05	-5,7
	4,0	0,07	0,03	-3,2
	6,0	0,03	-0,01	-3,9
	8,0	-0,04	-0,07	-2,6
ENDF/B-VI	1,0	0,16	0,11	-5,1
	2,0	-0,06	-0,09	-2,8
	4,0	-0,20	-0,23	-2,9
	6,0	-0,29	-0,33	-3,3
	8,0	-0,35	-0,38	-1,9
ENDF/B-VII.0	1,0	0,05	-0,01	-5,8
	2,0	-0,12	-0,14	-2,3
	4,0	-0,24	-0,26	-1,8
	6,0	-0,33	-0,36	-2,4
	8,0	-0,34	-0,38	-3,2

ности Доплера ( $K_D$ ), рассчитанных по комплексу SUHAM, от значений, рассчитанных по MCNP5 с разными константами для ячеек соответственно с урановым, реакторным MOX и оружейным MOX топливом.

Из анализа результатов, представленных в табл. 6...8, можно сделать следующие выводы:

- для ячеек с урановым топливом для обоих состояний отличия значений  $k_{\infty}$

**Таблица 8.** Отличия  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактивности Доплера, рассчитанных по комплексу SUHAM, от значений MCNP, рассчитанных с разными библиотеками ENDF/B, для ячеек с оружейным MOX топливом

Библиотека ядерных данных	Содержание PuO <sub>2</sub> , вес. %	$\delta k_{\infty}$ , %, HFP	$\delta k_{\infty}$ , %, HZP	$\delta K_D$ , %
ENDF/B-V	1,0	-0,25	-0,32	-6,9
	2,0	-0,34	-0,33	0,8
	4,0	-0,40	-0,38	2,4
	6,0	-0,41	-0,44	-3,1
ENDF/B-VI	1,0	-0,13	-0,24	-11,2
	2,0	-0,36	-0,39	-3,4
	4,0	-0,57	-0,60	-1,9
	6,0	-0,70	-0,70	1,2
ENDF/B-VII.0	1,0	-0,31	-0,40	-9,9
	2,0	-0,57	-0,61	-4,4
	4,0	-0,73	-0,78	-3,7
	6,0	-0,87	-0,88	0,0

ячеек, рассчитанных по комплексу SUHAM, от значений, рассчитанных по MCNP5 с разными константами, не превышают 0,2 %, кроме значений для природного урана и констант, приготовленных из файлов ENDF/B-V, ENDF/B-VI, для которых эти отличия достигают 0,35 %, что подтверждает аналогичную оценку для ячеек ВВЭР-1000 с обогащенным урановым топливом [18];

- для ячеек с урановым топливом наименьшие отличия значений  $k_{\infty}$  ячеек наблюдаются от значений MCNP5 с библиотекой ENDF/B-V (в пределах 0,1 %) за исключением опять же ячеек с природным ураном;
- для ячеек с урановым топливом отличия значений  $k_{\infty}$  ячеек для состояний HFP и HZP между двумя программами практически одинаковые;
- для ячеек с реакторным MOX топливом наименьшие отличия значений  $k_{\infty}$  наблюдаются от значений MCNP5 с библиотекой ENDF/B-V – в пределах 0,2 %;
- для ячеек с реакторным MOX топливом наибольшие отличия значений  $k_{\infty}$  ячеек наблюдаются от значений MCNP5 с библиотеками ENDF/B-VI и ENDF/B-VII.0 для больших значений содержания PuO<sub>2</sub> в MOX топливе – до 0,4 %;
- для ячеек с реакторным MOX топливом практически все рассчитанные по SUHAM значения  $k_{\infty}$  ячеек меньше значе-

ний, рассчитанных по MCNP5 с библиотеками ENDF/B-VI и ENDF/B-VII.0, за исключением случая с содержанием PuO<sub>2</sub> в MOX топливе, равным 1,0 %;

- для ячеек с оружейным MOX топливом все отличия значений  $k_{\infty}$  ячеек от значений MCNP5 отрицательные и превышают по модулю 0,2 %; максимальные отличия наблюдаются от значений MCNP5 с библиотекой ENDF/B-VII.0 для максимального содержания PuO<sub>2</sub> в MOX топливе – -0,9 %;
- для ячеек с урановым топливом максимальное отличие коэффициента реактивности Доплера, рассчитанного по программе SUHAM, от значений, полученных по MCNP5 с разными библиотеками, меняется от 5,0 до 7,6 %;
- для ячеек с реакторным MOX топливом максимальное отличие коэффициента реактивности Доплера, рассчитанного по программе SUHAM, от значений, полученных по MCNP5 с разными библиотеками, меняется от 5,1 до 8,7 %;
- для ячеек с оружейным MOX топливом максимальное отличие коэффициента реактивности Доплера, рассчитанного по программе SUHAM, от значений, полученных по MCNP5 с разными библиотеками, меняется от 6,9 до 11,2 %;
- практически все значения коэффициента реактивности Доплера, рассчитанного по программе SUHAM, по абсолют-

ной величине меньше значений, полученных по MCNP5.

Следует отметить, что оцененная в работе [2] точность расчета коэффициента реактивности Доплера для 44-х расчетов по разным программам и с использованием разных файлов ядерных данных составляет примерно 10 %. Несмотря на то, что представленные отличия расчета коэффициента реактивности Доплера по программам SUHAM и MCNP5 не противоречат этой неопределенности, остается некоторая неудовлетворенность полученными расхождениями как по  $k_{\infty}$ , так и по коэффициенту реактивности Доплера, особенно для ячеек с MOX топливом. По-видимому, это связано с недостатками библиотеки файлов В-645.

Следует отметить, что в настоящее время готовится новая библиотека для программы UNK [19] с более детальным разбиением энергетической шкалы, основанная на последних версиях файлов ядерных данных. Имеется определенная уверенность, что расчеты по комплексу SUHAM с новой библиотекой (когда она будет готова) дадут значения нейтронно-физических функционалов, более близкие к рассчитанным по реперным программам типа MCNP.

### Заключение

Проведена верификация комплекса программ SUHAM на бенчмарк-расчетах ячеек PWR с урановым, реакторным MOX и оружейным MOX топливом. Сравнение проводилось со значениями  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактивности Доплера, рассчитанными по программе MCNP5 с сечениями, полученными из ядерных данных ENDF/B-V, ENDF/B-VI и ENDF/B-VII.0. Также учитывались результаты 44-х расчетов по разным программам с использованием разных файлов данных, приведенных в обзоре Мостеллера.

Результаты сравнений показывают: расчеты  $k_{\infty}$  ячеек и коэффициента реактивности Доплера по программе SUHAM находятся внутри оцененных неопределенностей по всем 44-м расчетам. К сожалению, эти неопределенности достаточно велики. Сравнения с расчетами по программе MCNP5 показали некоторую удовлетво-

ренность результатами, особенно для ячеек с MOX топливом на основе оружейного Pu (большое содержание  $^{239}\text{Pu}$ ), что связано, по-видимому, с недостатками применяемой в настоящее время в программе SUHAM библиотеки В-645.

### Список литературы

1. *Mosteller R.D.* Computational benchmarks for the Doppler reactivity defect. LA-UR-06-2968, Los Alamos National Laboratory, April 2006.
2. *Mosteller R.D.* The Doppler-defect benchmark: overview and summary of results. Joint Int. Topical Meeting on Mathematics & Computation and Supercomputing in Nuclear Applications (M&C + SNA 2007). Monterey, California, April 15-19, 2007, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL, 2007.
3. *Mosteller R.D.* ENDF/B-V, ENDF/B-VI, and ENDF/B-VII.0 results for Doppler-defect benchmark. Ib.
4. *Boyarinov V.F., Sultanov N.V.* Application of SUHAM-U code for calculation of the computational benchmarks for the Doppler reactivity defect. Ib.
5. *Boyarinov V.F.* SUHAM-2.5 Code for Solving 2D Finite-Difference Equations of the Surface Harmonics Method in Square and Triangular Lattices / Proc. of Annual Meeting on Nuclear Technology'99, Karlsruhe, Germany, May 18-20, 1999, pp. 23-26.
6. *Бояринов В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-2D для решения двумерных нейтронно-физических задач в активной зоне ядерных реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 2, с. 48-58.
7. *Бояринов В.Ф.* Реализация трехмерных уравнений метода поверхностных гармоник в комплексе программ SUHAM-3D // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 44-56.
8. *Белоусов Н.И., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Программа UNK для детального расчета спектра нейтронов в ячейке ядерного реактора. Препринт ИАЭ-6083/4, 1998.
9. *Kevrolev V.V.* Description and Results of Two-Dimensional Tests of VVER-1000 Reactor Core with MOX Fuel Calculated by RECOL Code. Preprint IAE-6330/5, 2004.
10. *Лалетин Н.И.* Об уравнениях гетерогенного реактора // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18), с. 31-46.
11. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 1. Квадратная решетка блоков. Препринт ИАЭ-3280/5, 1980.

12. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 2. Квадратная, треугольная и "двойная" решетки блоков. Препринт ИАЭ-3458/5, 1981.
13. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Вывод конечно-разностных уравнений гетерогенного реактора. 3. Трехмерный гетерогенный реактор. Препринт ИАЭ-4090/5, 1985.
14. *Лалетин Н.И., Ельшин А.В.* Система уточненных конечно-разностных уравнений для трехмерного гетерогенного реактора // Атомная энергия, 1986, т. 60, вып. 2, февраль, с. 96–99.
15. *Султанов Н.В.* Многогрупповая программа расчета цилиндрической ячейки "РАЦИЯ". Препринт ИАЭ 3536/5, 1982.
16. *Лалетин Н.И.* Метод поверхностных псевдоисточников для решения уравнения переноса нейтронов ( $G_N$ -приближения). В кн.: Методы расчета полей тепловых нейтронов в решетках реакторов. Под ред. Я.В. Ш е в е л е в а. М.: Атомиздат, 1974. С. 187–215.
17. *Sultanov N.V., Karabanova V.G.* Influence of Boundary Conditions in Multigroup Calculations

of the MOX Fuel Cell by the Surface Pseudosources Method / Proc. of Int. Conf. on Nuclear Science and Technology, Long Island, New-York, 5-9 Oct. 1998, p. 15, 1998.

18. *Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.* Комплекс программ SUHAM-U-VVER-01. Верификация на бенчмарк-расчетах кассет с урановым и МОХ топливом. Препринт ИАЭ-6361/5, 2005.

19. *Давиденко В.Д., Дудников А.А., Цибульская Е.В., Цибульский В.Ф.* Верификация библиотеки программы UNK. 17-й семинар "Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики", Нейтроника-2006, г. Обнинск, 2006.

*Контактная информация об авторе статьи – Бояринов Виктор Федорович, нач. лаб., тел.: (499)196-94-09, e-mail: Boyarinov@dhtp.kiae.ru*

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 56–63.

УДК 621.039

## Описание программы GETERA

*А.В. Пряничников,*

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

Поступила в редакцию 20.02.2009 г.

Приведено описание программы GETERA, предназначенной для расчета нейтронно-физических характеристик (НФХ) ячеек и полячек активной зоны ядерного реактора. Программа используется для подготовки малогрупповых сечений, необходимых при полномасштабном расчете реакторов, а также для анализа НФХ реактора.

*Ключевые слова:* ячейка, нейтронно-физический расчет, полячек, выгорание.

**Description of the GETERA Code.** *A.V. Pryanichnikov. RRC KI, Kurchatov sq., 1, Moscow, 123182.* A description of the GETERA code is presented in this paper. The code is intended for the neutron-physical characteristics calculations of the nuclear reactors cells and super cells. The code is used for the few group cross-sections preparation which are used in the whole core calculations and for the analysis of reactor neutron-physical characteristics.

*Key words:* Cell, Neutron-Physical Calculations, Super Cell, Burn up.

### Введение

Программа GETERA предназначена для расчета НФХ ячеек, полячек и фрагментов активной зоны ядерного реактора. Стационарное уравнение переноса нейтронов решается методом вероятностей первых столкновений (ВПС), описанным, напри-

мер, в [1]. ВПС вычисляются для одномерной цилиндрической, сферической или плоской геометрии. Приближение полячек позволяет моделировать сложные двумерные системы в предположении постоянства потока в зонах ячеек. Этот метод соответствует методу полячек программы WIMS [2]. Применение ячеек с внут-

ренными границами дает возможность рассчитывать методом полиячеек кластерные системы, подобные топливному каналу РБМК, и топливо с микротвэлами [3]. Блок выгорания рассчитывает энерговыделение и изменение нуклидного состава в процессе работы реактора. С помощью средств управления расчетом моделируются различные топливные циклы.

Микросечения взаимодействий, необходимые при расчете полей нейтронов, подготавливаются комплексом CONSYST с библиотекой БНАБ-93 [4]. Мультигрупповое (299 групп) представление энергетической зависимости сечений позволяет рассчитывать широкий класс систем с быстрым, резонансным и тепловым спектрами нейтронов. В настоящее время программа используется для расчета тепловых реакторов. Результаты тестирования программы GETERA на ячейках ВВЭР и РБМК показали хорошее согласие с другими спектральными программами и результатами экспериментов.

Программа организована по модульному принципу, ее можно включать в состав других программ и расширять новыми расчетными модулями.

Программа GETERA создана в МИФИ на кафедре № 5 в 1990 г. Белоусовым Н.И., Бычковым С.А., Марчуком Ю.В., Пряничниковым А.В. [5]. Затем она развивалась во ВНИИАЭС в сотрудничестве с МИФИ и РНЦ "Курчатовский институт". Программа широко применяется в научной деятельности и учебном процессе МИФИ, а также в МИФИ, РНЦ "Курчатовский институт" и ВНИИАЭС как ячеечная программа для подготовки малогрупповых сечений, используемые при создании аналитических и полномасштабных тренажеров АЭС [6...8].

### 1. Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов

Метод ВПС хорошо себя зарекомендовал в ячеечных расчетах. С помощью него можно быстро и с приемлемой точностью найти решение в системах с не слишком

большим количеством зон. В настоящее время программа GETERA рассчитывает ячейки и полиячейки с числом зон не более 200.

*Уравнение переноса нейтронов в методе ВПС.* Рассмотрим систему, состоящую из  $N$  гомогенных зон. Уравнение переноса нейтронов в методе ВПС получается из уравнения Пайерлса и записывается в следующем виде:

$$\Sigma_{i,j}^k F_j^k = \sum_{i=1}^{Nz} P_{ij}^k \left[ \frac{1}{k_{\text{eff}}} \chi_i^k \sum_{l=1}^{Ng} v_f \Sigma_{fi}^l F_i^l + \sum_{l=1}^{Ng} \Sigma_{si}^{l \rightarrow k} F_i^l \right], \quad (1)$$

где  $\Sigma_{i,j}^k$  — полное сечение в зоне  $j$ , группе  $k$ ;  $F_j^k$  — поток, умноженный на объем;  $v_f \Sigma_{fi}^l$  — сечение генерации нейтронов деления;  $\chi_i^k$  — спектр нейтронов деления;  $\Sigma_{si}^{l \rightarrow k}$  — элементы матрицы рассеяния из группы  $l$  в группу  $k$ .

При выводе уравнения (1) применены два приближения: "плоских" потоков и изотропных источников рассеяния и деления. Ошибку, связанную с приближением "плоского" потока, уменьшают, разбивая ячейку на большее число зон. Анизотропию рассеяния приближенно учитывают, применяя транспортное приближение.

В уравнении переноса (1) используется вероятность  $P_{ij}^k$ , которая представляет собой вероятность нейтрону группы  $k$ , родившемуся в зоне  $i$  от однородного и изотропного источника, испытать первое соударение в зоне  $j$ . Точное выражение для вероятности  $P_{ij}^k$  записывается как

$$P_{ij}^k = \frac{\Sigma_{i,j}^k}{4\pi} \int_{V_j} \int_{V_i} \frac{e^{-\int_0^{|\mathbf{r}-\mathbf{r}'|} \Sigma^k(s) ds}}{|\mathbf{r}-\mathbf{r}'|} d\mathbf{r} d\mathbf{r}', \quad (2)$$

где  $V_i$  и  $V_j$  — объемы зон  $i$  и  $j$ , соответственно;  $\mathbf{r}$ ,  $\mathbf{r}'$  — радиус-векторы точек в объемах  $V_i$  и  $V_j$ , соответственно;  $s$  — путь между точками  $\mathbf{r}$ ,  $\mathbf{r}'$ .

После вычисления вероятностей  $P_{ij}^k$  уравнение (1) решается методом итерации источника. Для определения распределения потоков по зонам применяется метод Гаусса с частичным выбором ведущего элемента [9]. Спектр нейтронов определя-

ется с помощью итерационного метода Гаусса – Зейделя [10].

Расчет вероятностей в одномерных цилиндрических и сферических ячейках. Программа GETERA рассчитывает ВПС в одномерной ячейке. ВПС в двумерной системе рассчитываются в приближении полиядеек, в котором также используются вероятности одномерных ячеек.

Простейшей и наиболее употребительной структурой для нейтронно-физического расчета служит ячейка Вигнера – Зейца. Она представляет собой одномерную центрально симметричную ячейку, состоящую из цилиндрических или сферических зон. Рассмотрим расчет вероятности  $P_{ij}^k$  в ячейке Вигнера – Зейца. Номер группы  $k$  опустим. Формулы для вычисления  $P_{ij}$  взяты из работ [11...13].

Интегрирование выражения (2) проводилось в предположении, что нейтроны пересекают границы каждой зоны с угловым распределением, пропорциональным косинусу угла между направлением движения нейтрона и нормалью к поверхности. Вероятности  $P_{ij}$  выражаются через величины  $P_i^{vi}$  и  $P_i^{vo}$ , представляющие собой вероятности нейтрону, рожденному в зоне  $i$ , покинуть эту зону через ее соответственно внутреннюю (i) или внешнюю (o) границу.

В работе [11] приведены следующие выражения для расчета  $P_{ij}$ , в случае  $i < j$  определяемые как

$$P_{ij} = \begin{cases} (P_i^{vo} + P_i^{vi} Q_{i-1}^{oo} P_i^{iv}) P_j^{iv}, j = i + 1; \\ (P_i^{vo} + P_i^{vi} Q_{i-1}^{oo} P_i^{iv}) P_j^{iv} \times \\ \times \prod_{k=i+1}^{j-1} (P_k^{io}), j > (i+1), \end{cases} \quad (3)$$

где  $Q_i^{oo}$  – вероятность нейтрону пересечь зоны с номерами  $k \leq i$ ;  $P_i^{io}$  – вероятность нейтрону, влетевшему через внутреннюю границу, вылететь через внешнюю границу.

Вероятность  $Q_i^{oo}$  находим последовательно:  $Q_0^{oo} = 0$ ;  $Q_i^{oo} = P_i^{oi} Q_{i-1}^{oo} P_i^{io} + P_i^{oo}$ , где  $P_i^{oo}$  – вероятности нейтрону, влетевшему

через внешнюю границу, вылететь через внешнюю границу. Очевидно, что  $P_1^{oo} = Q_1^{oo}$ ,  $P_i^{oo} = 1 - P_i^{ov} - P_i^{oi}$ ,  $P_i^{io} = 1 - P_i^{iv}$ ,  $P_i^{oi} = P_i^{io} S_i^i / S_i^o$ . Кроме того, из соотношений взаимности [1] следует  $P_i^{iv} = P_i^{vi} (4V_i / S_i^i) \Sigma_i$ .

Вероятность  $P_{ij}$  для случая  $i > j$  находится через соотношение эквивалентности  $P_{ij} \Sigma_i V_i = P_{ji} \Sigma_j V_j$  [1]. Таким образом, задача свелась к вычислению  $P_i^{vi}$  и  $P_i^{vo}$ . В дальнейших рассуждениях опустим индекс  $i$  в выражениях для  $P_i^{vi}$  и  $P_i^{vo}$ .

Расчет вероятностей  $P^{vi}$  и  $P^{vo}$  в цилиндрической геометрии. В случае одномерной цилиндрической геометрии вероятности  $P^{vi}$  и  $P^{vo}$  выражаются через определенные интегралы от функции Бикли  $Ki_3(\xi)$  в следующем виде [12]:

$$P^{vi} = \frac{2}{\pi z (1+h)} \left[ \frac{\pi}{4} h - \left( \frac{z}{1-h} \right)^2 \times \right. \\ \left. \times \int_0^h d\xi Ki_3(\xi) (\sqrt{1-\xi^2} - \sqrt{h^2 - \xi^2}) \right], \\ P^{vo} = P^{vi} + \frac{2}{\pi z (1+h)} \left[ \frac{\pi}{4} (1-h) - \frac{2z}{1-h} \times \right. \\ \left. \times \int_0^h d\xi Ki_3(\xi) \sqrt{1-\xi^2} \right], \quad (4)$$

где  $h = r^i / r^o$ ,  $z = \Sigma(r^o - r^i)$ ,  $r^i$  – внутренний радиус зоны,  $r^o$  – внешний радиус зоны, функция Бикли порядка  $n$  представляет собой интеграл

$$Ki_n(\xi) = \frac{1}{2} \int_0^\pi \exp\left(-\frac{\xi}{\sin \theta}\right) \cdot \sin^{n-1} \theta d\theta.$$

Для ускорения расчетов вероятностей  $P^{vi}$  и  $P^{vo}$  в цилиндрической геометрии применяются приближенные формулы Боналуми [12]. Как показывают расчеты, использование этих формул позволяет получать потоки нейтронов с удовлетворительной точностью, если оптическая толщина зон ячейки не слишком мала, т.е. выполняется условие  $\Sigma(r^o - r^i) > 0,1$ . Для расчета

тонких зон в программе GETERA реализован алгоритм численного расчета определенных интегралов от функций Бикли  $Ki_3(\xi)$ . Для интегрирования применяется программа DCADRE из библиотеки программ IMSL [14].

Боналуми приводит следующее выражение для вероятности  $P^{iv}$ :

$$P^{iv} = \frac{1 - Ki_3(z)}{\pi/4} \exp \left( \begin{array}{l} -\frac{z}{1-h} \frac{Ki_2(z/2)}{Ki_3(z/2)} \times \\ \times \left( T(h) - \frac{\pi}{4} h - (1-h) \right) \end{array} \right).$$

Вероятность  $P^{vi}$  вычисляется через соотношение взаимности.  $P^{vo}$  находим по формуле  $P^{vo} = 1 - P_0^{vv} - (1 - P^{iv})P^{vi}$ , где  $P_0^{vv}$  представляет собой вероятность нейтрону, родившемуся от однородного изотропного источника в зоне, претерпеть в ней соударение при условии, что область, ограниченная внутренней поверхностью, — пустота. Для расчета  $P_0^{vv}$  используется формула

$$P_0^{vv} = \begin{cases} P_c(z(1-h)), & h < 0,7; \\ P_c \left( z(1-h) F(h) \frac{1+3z(1-h)}{1+3z(1+h)F(h)} \right), & h \geq 0,7, \end{cases}$$

где  $P_c(z = \Sigma r)$  — ВПС нейтрона, родившегося в бесконечном цилиндре радиусом  $r$  и с нейтронным сечением  $\Sigma$ . Для расчета  $P_c$  применяется аппроксимационная формула

$$P_c(z) = \begin{cases} 1,25z - 0,5z^2(1,25 - 0,57722 - \ln(0,5z)), & z < 0,1; \\ 1 - \frac{1}{2z} \left( 1 - \left( 1 + \frac{2z}{4,58} \right) \right)^{4,58}, & z \geq 0,1. \end{cases}$$

В приближенных выражениях для расчета вероятностей использовались следующие функции:

$$T(h) = \frac{1}{2} \left( \frac{\arcsin h}{h} - \sqrt{1-h} \right),$$

$$F(h) = \frac{1+h^3 - h^2(K(h) + E(h)) + K(h) - E(h)}{(1-h^2)^2},$$

$$K(h) = \int_0^{\pi/2} \frac{dt}{\sqrt{1-h^2 \sin^2 t}},$$

$$E(h) = \int_0^{\pi/2} \sqrt{1-h^2 \sin^2 t} \cdot dt.$$

Функции  $K(h)$ ,  $E(h)$  и функции Бикли  $Ki_2(z)$ ,  $Ki_3(z)$  рассчитываются с помощью линейной интерполяции заранее рассчитанных значений.

*Расчет вероятностей  $P^{vi}$  и  $P^{vo}$  в сферической геометрии.* В случае сферической зоны с внутренней поверхностью вероятности  $P^{vi}$  и  $P^{vo}$  вычисляются по формулам [14].

Для первой зоны вероятности рассчитываются как

$$P^{vo} = \left( \frac{3}{4z} - \frac{3}{8z^3} (1 - (1+2z)e^{-2z}) \right).$$

Для последующих зон вероятности вычисляются по формулам

$$P^{vi} = \frac{3}{4} \frac{h^2 - P^{oi}}{z(1+h+h^2)}, \quad P^{vo} = \frac{3}{4} \frac{1 - P^{oi} - P^{oo}}{z(1+h+h^2)},$$

где вероятности  $P^{oi}$ ,  $P^{oo}$  рассчитываются по следующим формулам:

$$P^{oi} = \frac{1}{2} (1+h)^2 \left( E_3(z) - \frac{1-h}{1+h} E_3 \left( z \sqrt{\frac{1+h}{1-h}} \right) \right) - \frac{1}{2} \frac{(1-h)^2}{z^2} \left( (1+z)e^{-z} - \left( 1+z \sqrt{\frac{1+h}{1-h}} \right) e^{-z \sqrt{\frac{1+h}{1-h}}} \right); \quad (5)$$

$$P^{oo} = \frac{1}{2} \frac{(1-h)^2}{z^2} \left( 1 - \left( 1+2z \sqrt{\frac{1+h}{1-h}} \right) e^{-2z \sqrt{\frac{1+h}{1-h}}} \right), \quad (6)$$

где  $E_3(z) = \int_1^\infty u^{-3} e^{-zu} du$  — интегральная экспонента.

При расчете вероятностей  $P^{vi}$  и  $P^{vo}$  в тонких зонах применяется разложение выражений (5) и (6) в ряд. Тонкими считаются зоны, для которых выполняется условие  $\sqrt{(1+h)/(1-h)} < 0,01$ .

Расчет вероятности в одномерной плоской геометрии. В результате интегрирования (2) в одномерной плоской геометрии получается следующее выражение для  $P_{ij}$ :

$$P_{ij} = \begin{cases} 1 - \frac{1}{\Sigma_i \Delta x_i} \left( \frac{1}{2} - E_3(\Sigma_i \Delta x_i) \right), & i = j; \\ \frac{1}{\Sigma_i \Delta x_i} \left( E_3(\Sigma \Delta x) - E_3(\Sigma \Delta x + \Sigma_i \Delta x_i) - \right. \\ \left. - E_3(\Sigma \Delta x + \Sigma_j \Delta x_j) + E_3(\Sigma \Delta x + \Sigma_i \Delta x_i + \Sigma_j \Delta x_j) \right), & i \neq j, \end{cases}$$

где  $\Sigma_i \Delta x_i$  – оптическая толщина зоны  $i$ ;  $x$  – суммарная оптическая толщина зон, находящихся между зонами  $i$  и  $j$ .

Расчет ВПС в поляйчейке. Обычно расчет полей нейтронов в одномерной ячейке Вигнера – Зейца служит для получения гомогенизированных сечений. Затем эти сечения используются в полномасштабных расчетах активных зон реакторов. Ячейка Вигнера – Зейца с успехом применяется при расчете реактора, представляющего собой однородную или слабо неоднородную решетку из цилиндрических топливных элементов, окруженных замедлителем.

Однако с помощью одномерной ячейки нельзя смоделировать неоднородную решетку из топливных элементов и поглотителей, а тем более кластерную систему. Для этого требуется двумерный расчет. Программа GETERA использует для двумерного расчета приближение поляйчек. Чаше всего метод поляйчек применяется для моделирования окружения ячейки. Его используют и для двумерного расчета систем с небольшими неоднородностями, например, для расчета ТВС без поглотителей ВВЭР.

Основная идея этого метода состоит в том, что ВПС в двумерной системе приближенно вычисляют через вероятности, полученные для одномерных ячеек Вигнера – Зейца. Для этого система разбивается на фрагменты, в каждом из которых поток нейтронов рассчитывается в одномерном приближении. Далее этот фрагмент называ-

ется ячейкой поляйчейки. Ячейки выбирают так, чтобы считать одинаковыми потоки и токи нейтронов по периметру. Ток нейтронов, втекающий в ячейку, представляется в виде суммы токов, пропорциональных площадям общих границ ячеек,

$$J_i^i = \sum_j \frac{S_{ij}}{S_i} J_j^o, \quad (7)$$

где  $S_{ij}$  – общая площадь ячеек  $I$  и  $J$ ;  $J_i^i$  – ток нейтронов, втекающих ( $i$ ) в ячейку  $I$ ;  $J_j^o$  – ток нейтронов, вытекающих ( $o$ ) из ячейки  $J$ ;  $S_i$  – площадь ячейки  $I$ .

Систему уравнений (7) можно представить в матричном виде

$$\mathbf{J}^i = \mathbf{A} \mathbf{J}^o, \quad (8)$$

где матрица  $\mathbf{A}$  состоит из элементов  $\alpha_{ij} = S_{ij}/S_i$ , представляющих собой долю общей площади ячеек  $I$  и  $J$  по отношению к площади ячейки  $I$ . Исходя из этого определения, назовем матрицу  $\mathbf{A}$  альбедной. Определение (7) позволяет рассчитать ВПС в поляйчейке. Для этого запишем уравнение баланса нейтронов в поляйчейке, аналогичное уравнению баланса в ячейке (1). Каждая ячейка представляет собой одномерную ячейку Вигнера – Зейца. Опустив номер группы, запишем уравнение баланса

$$\Sigma_{ij} F_j = \sum_i P_{ij}^o Q_i + J_i^i P_j^{bv}. \quad (9)$$

Кроме того ток, вытекающий из ячейки  $I$ , можно представить в виде

$$J_i^o = \sum_j Q_j P_j^{vb} + J_i^i P_i^{bb}. \quad (10)$$

В (9) и (10) используются следующие обозначения:  $i$  и  $j$  – номера зон, принадлежащих ячейке  $I$ ;  $Q_i$  – источник рассеяния и деления в зоне  $I$ ;  $P_{ij}^o$  – ВПС для ячейки с черными границами;  $P_j^{bv}$  – вероятность нейтрону, влетевшему через границу ( $b$ ) ячейки  $I$ , испытать в ней первое соударение в зоне  $j$ ;  $P_j^{vb}$  – вероятность нейтрону, родившемуся в зоне  $j$ , долететь до границы ячейки  $I$  без столкновения;  $P_i^{bb}$  – вероятность нейтрону пролететь ячейку  $I$  без столкновения. Системы уравнений (9), (10) можно записать в матричном виде

$$\left. \begin{aligned} \Sigma F &= [P^0]^T Q + P^{bv} J^i; \\ J^o &= P^{vb} Q + P^{bb} J^i. \end{aligned} \right\} \quad (11)$$

Разрешив матричные уравнения (11) относительно потоков, получим следующее выражение для вероятности в полиячейке:

$$P = P^0 + P^{bv} A^T (E - P^{bb} A^T)^{-1} P^{vb}. \quad (12)$$

Поскольку элементы матриц  $P^{bv}$ ,  $P^{bb}$  и  $P^{vb}$  могут быть получены при расчете элементов матрицы  $P^0$ , то для расчета вероятностей в полиячейке достаточно рассчитать матрицы вероятностей для ячеек с черными границами, а также определить матрицу  $A$ .

Если пространственное распределение потока по периметру ячейки значительно отличается от постоянного, то вес ячейки в полиячейке можно изменить, подправив элементы матрицы  $A$ .

*Расчет нейтронных потоков в полиячейке с одинаковыми ячейками.* Методику расчета вероятностей в полиячейке можно применить для упрощенного описания сложных систем, особенно если необходимо знать точный спектр только в некоторых ячейках полиячейки. Рассмотрим полиячейку реактора, в которой имеются ячейки с одинаковым нейтронным потоком. Это должны быть ячейки с одинаковым составом и размерами, а также симметрично расположенные относительно других ячеек, например, ячейки с номерами 2 на рис. 1.

Полиячейка, изображенная на рис. 1, состоит из четырех ячеек трех типов. Очевидно, что распределения потоков нейтронов в ячейках второго типа будут идентичными. Потоки в этих ячейках определяются одинаковыми уравнениями, поэтому, сложив уравнения для этих ячеек в (9) и (10),

3	2	3	2
2	1	2	1
3	2	3	2
2	1	2	1

Рис. 1. Полиячейка с двумя одинаковыми ячейками

получим систему уравнений не для 4-х ячеек, а для 3-х. Элементы матрицы  $A$  рассчитываются с учетом того, что ячеек второго типа — две:

$$A = \begin{vmatrix} 0 & 1 & 0 \\ 0,5 & 0 & 0,5 \\ 0 & 1 & 0 \end{vmatrix}.$$

Кроме того надо учесть, что суммарный объем ячеек второго типа в два раза больше. Суммарный объем рассчитываем через  $N_2$ -кратность как  $V_2 = N_2 V$ . Введение кратностей существенно уменьшает число уравнений. Например, если в полиячейке, изображенной на рис. 1, ячейка номер 3 имеет те же параметры, что и ячейка номер 2, то можно предположить, что распределение нейтронов в ней будет примерно таким же. Полученная полиячейка состоит из четырех ячеек двух типов.  $N_2$ -кратность ячейки второго типа равна 3, а альбедная матрица выглядит как

$$A = \begin{vmatrix} 0 & 1 \\ 1/3 & 2/3 \end{vmatrix}.$$

Далее описывается прием, который оказывается полезным при расчете спектра нейтронов в ячейке одного типа, окруженной большим количеством ячеек другого типа. Он используется для моделирования спектра нейтронов в ячейке с граничными условиями, не зависящими от состава рассматриваемой ячейки. Пусть рассматриваемую ячейку окружают  $N$  одинаковых ячеек. Рассмотрим полиячейку, состоящую из  $(N+1)$  ячеек двух типов. Матрица  $A$  для рассматриваемой полиячейки записывается

$$A = \begin{vmatrix} 0 & 1 \\ 1/N & 1 - 1/N \end{vmatrix}.$$

Если число  $N$  достаточно большое, то свойства всей системы определяются только окружающими ячейками и не зависят от рассматриваемой ячейки.

*Расчет кластерных ячеек.* На рис. 2 показан топливный канал РБМК. В первой версии программы GETERA такую систему представляли в виде одномерной цилиндрической ячейки, располагая топливо в виде концентрических слоев. Для правильно-

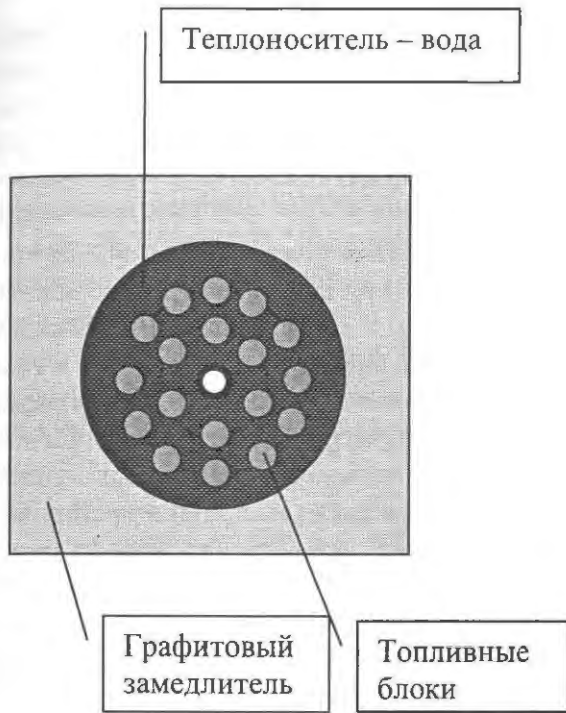


Рис. 2. Топливный канал РБМК

го учета резонансного поглощения в топливных блоках (см. раздел подготовки групповых сечений в резонансной области) приходилось применять особые модели. В описываемой версии программы метод полячек усовершенствован для расчета каналов РБМК и других кластерных систем [7].

На рис. 3 показана полячковая модель, представляющая канал РБМК. Она состоит из нескольких топливных ячеек и ячейки замедлителя. Особенностью ячейки замедлителя является наличие двух поверхностей:

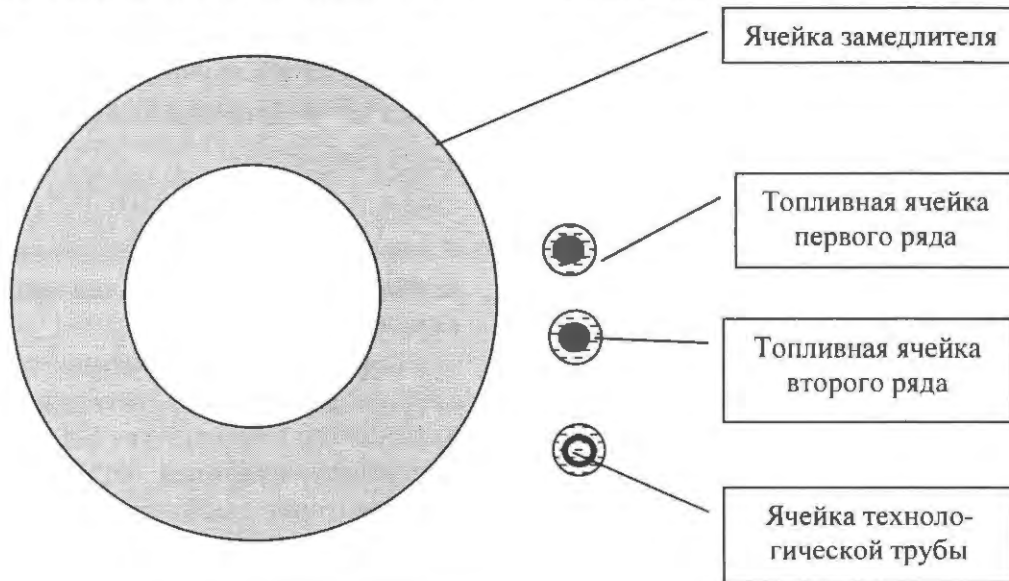


Рис. 3. Полячковая модель для расчета канала РБМК

внешней  $S^o$  и внутренней  $S^i$ . Вид системы (11) уравнений переноса нейтронов в такой полячке может быть сохранен прежним. Изменяется алгоритм для расчета величин, связанных с перетоками нейтронов из ячейки в ячейку. Переопределяются элементы, описывающие вероятности попадания нейтронов из одной ячейки в другую. Это касается матриц  $P^{bv}$ ,  $P^{bb}$ ,  $P^{vb}$  и  $A$ .

В случае, когда ячейки имеют только одну границу, каждый элемент матрицы  $P^{bv}$  представляет собой вероятность нейтрону, влетевшему в ячейку, претерпеть первое соударение в одной из зон ячейки. Для ячейки с двумя границами каждый элемент матрицы  $P^{bv}$  расщепляется на два: на  $P_i^{bov}$  – вероятность нейтрону влететь через внешнюю границу и претерпеть столкновение в зоне  $i$  и  $P_i^{biv}$  – вероятность нейтрону влететь через внутреннюю границу и претерпеть столкновение в зоне  $i$ . Размерность диагональной матрицы  $P^{bv}$  удваивается:

$$P^{bv} = \begin{vmatrix} P^{bov} & 0 \\ 0 & P^{biv} \end{vmatrix}.$$

Подобным же образом удваивается размерность матрицы  $P^{vb}$ . Матрица  $P^{bb}$  заменяется на матрицу, состоящую из четырех матриц:

$$P^{bb} = \begin{vmatrix} P^{bobo} & P^{bobi} \\ P^{bibo} & P^{bibi} \end{vmatrix}.$$

Смысл каждой из приведенных вероятностей ясен из их обозначений.

Аналогичным образом матрица  $A$  расщепляется на четыре матрицы, представляющие собой доли токов нейтронов, протекающих из одной ячейки в другую через соответствующие поверхности:

$$A = \begin{bmatrix} A^{oo} & A^{oi} \\ A^{io} & A^{ii} \end{bmatrix}.$$

Каждый элемент полной матрицы  $A$  представляет собой альбедные матрицы для соответствующих внутренних и внешних поверхностей.

Подставив расширенные матрицы  $P^{bv}$ ,  $P^{bb}$ ,  $P^{vb}$  и  $A$  в систему (11), получим выражение для ВПС, совпадающее с (12).

С введением второй поверхности у ячейки появилась возможность рассчитывать системы, которые ранее рассчитывались с помощью гомогенизации сечений. Новый алгоритм рассчитывает микротвэлы в графитовых шарах и графитовых призмах с отверстиями, топливные каналы РБМК и реакторов ЭГП (Билибинская АЭС), корректно учитывает водяную щель в ТВС ВВЭР.

## 2. Подготовка сечений в программе GETERA

Программа GETERA использует в своих расчетах библиотеку сечений БНАБ-93. На настоящий момент программа применяет версию библиотеки 1996 г. Для подготовки сечений используется комплекс CONSYST, который может быть подключен к программе двумя способами. В первом случае комплекс подключается как модуль программы GETERA. Во втором случае CONSYST работает как отдельная программа, записывая сечения в файл.

Библиотека констант БНАБ первоначально создавалась для быстрых реакторов. Она содержала сечения в 28-ми группах, из которых только четыре лежали в тепловой области ниже 4 эВ. Поэтому такое разбиение не позволяло рассчитывать тепловые системы. В первой версии программы использовались сечения в тепловой области, полученные из других источников.

Современная версия БНАБ-93 содержит сечения в 299-групповом разбиении, из них 78 групп ниже 4 эВ. Этого разбиения дос-

таточно для расчета тепловых реакторов. Кроме того, мелкое разбиение в тепловой области учитывает с помощью группового расчета широкие резонансы  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  в области 0,5...1 эВ.

*Строение библиотеки БНАБ-93.* Мультигрупповое разбиение строится на основе 28-группового представления. Каждая группа БНАБ разбивается на 6...12 мультигрупп. Библиотека БНАБ-93 построена так, что мультигрупповое представление сечений дано только для некоторых нуклидов в наиболее важных, с точки зрения авторов, областях энергии. Остальные сечения представлены в стандартном 28-групповом представлении. Например, для  $^{240}\text{Pu}$  мультигрупповое представление дано в области сильного резонанса 1 эВ.

Из всех констант, содержащихся в библиотеке БНАБ-93, программой GETERA применяются следующие сечения:

- $\sigma_a$  – микросечение поглощения, суммарное сечение всех процессов, приводящих к исчезновению нейтрона;
- $\sigma_f$  – микросечение деления, суммарное сечение всех процессов деления;
- $\nu\sigma_f$  – микросечение генерации нейтронов деления;
- $\sigma_s$  – микросечение рассеяния, полученное как сумма упругого и неупругого рассеяний;
- $\sigma_s^j$  – элементы матрицы нулевых моментов микросечений рассеяния из группы в группу, полученной суммированием матриц упругого и неупругого рассеяний. В сечении  $\sigma_s^j$  учтены реакции  $(n, 2n)$  и  $(n, 3n)$  через множитель  

$$r = (\sigma_s + 2\sigma_{n2n} + 3\sigma_{n3n}) / (\sigma_s + \sigma_{n2n} + \sigma_{n3n});$$
- $\mu$  – средний косинус угла рассеяния, используемый для расчетов транспортного сечения.

Для расчетов на критичность большинства систем вполне достаточно нуклидов, имеющихся в библиотеке БНАБ-93. Однако доступных нуклидов недостаточно, если пользователю необходимо точно рассчитать зависимость от времени нуклидного состава топлива. Поэтому в стандартную библиотеку добавлены нуклиды, необхо-

димые для расчета процесса выгорания топлива. Так как эти нуклиды накапливаются в незначительном количестве, то для них можно пренебречь блокировкой резонансов. Для этих нуклидов на основе файлов поточечных сечений библиотек JENDL-3.2 и JENDL-3.3 [15] подготовлены 28-групповые сечения захвата и рассеяния. Для расчета сечений использовались 300-групповые спектры нейтронов топливной зоны ячейки ВВЭР. Внутри мультигруппы применялась линейная интерполяция спектра.

*Подготовка групповых сечений в резонансной области.* Для расчета средних по группе сечений в резонансной области комплекс CONSYST применяет два приближения:

- приближение сечения разбавления, использующее формализм факторов самоэкранировки Бондаренко [16];
- подгрупповое приближение [17].

Подгрупповой подход позволяет отказаться от основных приближений теории сечения разбавления, но требует значительных вычислительных ресурсов и заметно увеличивает время расчета. По этой причине подгрупповое приближение применяется в редких случаях. Кроме того, расчет в подгруппах требует отдельного запуска комплекса CONSYST. Для стандартных расчетов по программе GETERA используется приближение сечения разбавления, получающее групповые сечения быстро и с удовлетворительной точностью.

Комплекс CONSYST рассчитывает групповые сечения для гомогенной среды. Для расчета гетерогенных систем, состоящих из зон с резонансным поглотителем и замедлителем, комплексу CONSYST требуется задание концентрации фиктивного нуклида с именем "D-SC". Эта величина представляет собой  $\Sigma_0$  – так называемое эффективное сечение утечки, которое рекомендуется [18, 19] рассчитывать по формуле

$$\Sigma_0 = \frac{(1-C)A}{1+(A-1)C} \frac{1}{\bar{l}}, \quad (13)$$

где  $\bar{l}$  – длина хорды зоны с резонансным поглотителем (равна четырем объемам, де-

ленным на площадь);  $C$  – так называемый фактор Данкова;  $A$  – корректирующий фактор к Вигнеровскому приближению (называемый фактором Белла) как функция  $\bar{l}$  и полного макроскопического сечения среды блока:

$$A = (1 + 2,71X) / (1 + 2,34X), \quad X = C / (\bar{l} \Sigma_i).$$

Поскольку фактор Белла близок к единице, то в программе GETERA вместо (13) применяется  $\Sigma_0 = (1-C)A/\bar{l}$ . Фактор Белла принят равным 1,16 [20]. Как правило, блокировка резонансов рассматривается для нуклидов топливной зоны ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  и т.д.), окруженной замедлителем [1, 16]. Следуя традиции, зона с резонансным поглотителем будет называться топливным блоком, а зона без резонансного поглотителя – замедлителем.

Поправка Данкова определяется как вероятность нейтрону, попавшему в замедлитель из топливного блока, испытать столкновение в блоке при условии, что топливный блок является "черным" для нейтрона. Программа GETERA рассчитывает поправку Данкова через вероятности, вычисленные в полиячейках. Такой подход позволяет получать сечения в резонансной области для широкого круга гетерогенных систем, моделируемых полиячейками, например, в кольцевом блоке, решетке блоков, кластере из блоков, решетке кластеров, топливе в виде микрогранул.

*Расчет факторов Данкова.* Рассмотрим систему, состоящую из топливного блока  $F$  и  $N$  зон замедлителя. Фактор Данкова определяется через теорему взаимности как

$$C = 1 - \sum_{i \neq F} P_{Fi}^{\infty} = 1 - \sum_{i \neq F} \frac{4V_i \Sigma_i}{S_F} P_{iF}^{\infty}, \quad (14)$$

где  $P_{Fi}^{\infty}$  – вероятность нейтрону, родившемуся в топливном блоке, испытать первое столкновение в нетопливной зоне  $i$ ;  $P_{iF}^{\infty}$  – вероятность нейтрону, родившемуся в нетопливной зоне  $i$ , испытать первое столкновение в топливном блоке;  $V_i$  – объем зоны с учетом кратности;  $\Sigma_i$  – потенциальное сечение рассеяния;  $S_F$  – площадь поверхности топливного блока.

Подготовка групповых сечений в тепловой области. Для расчета сечений рассеяния при энергии ниже 4,64 эВ комплекс CONSYST предусматривает учет влияния теплового движения атомов в молекулах и кристаллах на рассеяние нейтронов. Для химических соединений, содержащих легкие нуклиды (водород, бериллий, графит), в комплекс CONSYST включены матрицы рассеяния в области термализации. При описании рассеяния тепловых нейтронов на остальных нуклидах комплекс ограничивается моделью идеального газа, учитывая только тепловые движения ядер, но не связи в молекулах и кристаллах.

Если не заданы мультигруппы, то сечения захвата и деления в тепловой области вычисляются в предположении, что сечения подчиняются закону  $1/V$ , где  $V$  – скорость нейтрона.

### 3. Расчет функционалов

Решив уравнение переноса нейтронов (1), программа определяет коэффициент размножения и распределение потока нейтронов. Модуль функционалов программы GETERA рассчитывает различные функционалы потока и сечений, используемые как для анализа нейтронно-физических процессов, так и последующего расчета по другим программам. В зависимости от задания исходных данных могут быть рассчитаны свернутые потоки, сечения и скорости различных реакций, токи нейтронов через границы, коэффициенты неравномерности потока, экспериментальные индексы, скорости нейтронов, выходы и спектры запаздывающих нейтронов, средние выходы осколков, резонансные интегралы и коэффициенты формулы четырех сомножителей.

Сечения поглощения, деления и рассеяния свертываются с весом потоков

$\Sigma_x = \sum_{ki} F_i^k \Sigma_{xi}^k / \sum_{ki} F_i^k$ , где  $\Sigma_{xi}^k$  – сечение реакции  $x$  для зоны  $i$  и группы  $k$ .

Для получения гомогенизированного коэффициента диффузии применяется формула Бенуа без угловых корреляций [21]

$$D^k = \left[ \sum_i F_i^k \sum_j (P_{ij}^k / \Sigma_{trj}^k) \right] / \left( 3 \sum_i F_i^k \right).$$

### 4. Расчет выгорания

Программа GETERA содержит в своем составе модуль выгорания, рассчитывающий процесс изменения концентраций нуклидов во время работы реактора. Основное внимание уделено выгоранию топлива в энергетических реакторах. Модуль выгорания использует метод матричной экспоненты [22], привлекающий простотой программирования и задания данных. К числу недостатков этого метода относится значительное время расчета при большом числе нуклидов (более 100), сравнимое с временем решения уравнения (11) транспорта нейтронов.

Длительность расчетов растет пропорционально экспоненте от числа нуклидов. Однако, поскольку программа GETERA применяется для расчетов НФХ ячеек и полячеек реакторов, она рассчитывает небольшое число осколков (57). В этом случае характерное время работы модуля выгорания в два-три раза меньше времени решения уравнения переноса нейтронов, что не оказывает заметного влияния на общее время расчета.

Уравнение изменения во времени нуклидного состава. Изменение концентрации нуклида в результате облучения и распада описывается уравнением

$$\begin{aligned} \frac{d\rho^i}{dt} = & -\sigma_a^i \rho^i F - \lambda_d^i \rho^i - \sigma_{n2n}^i \alpha_{n2n}^{i \rightarrow j} \rho^j F + \\ & + \sum_j \left( \sigma_c^j \rho^j \alpha_c^{j \rightarrow i} F + \sigma_f^j \rho^j \alpha_f^{j \rightarrow i} F + \lambda_d^j \rho^j \alpha_d^{j \rightarrow i} + \right. \\ & \left. + \sigma_{n2n}^j \alpha_{n2n}^{j \rightarrow i} \rho^j F \right), \end{aligned} \quad (15)$$

где  $F$  – поток нейтронов;  $\sigma_x^i$  – микросечение реакции “ $x$ ” нуклида  $i$ ;  $\lambda_d^i$  – постоянная распада нуклида  $i$ ;  $\alpha_x^{j \rightarrow i}$  – выход нуклида  $i$  в результате реакции “ $x$ ” на нуклиде  $j$ . Поток в уравнении (15) нормируется на  $P$  – объемное энерговыделение ( $\text{МВт/м}^3$ ),

$P = \left( \sum_k F_k V_k \sum_i \sigma_{fk}^i E_f^i \right) / \sum_k V_k$ , где  $E_f^i$  – энерговыделение при делении нуклида  $i$ .

Глубина выгорания топлива в МВт·сут/кгТМ вычисляется посредством введения фиктивного нуклида с концентрацией  $\rho^B$ . Изменение концентрации этого нуклида описывается уравнением

$$d\rho^B(t)/dt = \left( \sum_i E_i^j \sigma_i^j \rho^i \right) F.$$

Если добавить этот нуклид в систему уравнений (15), то  $B(t)$  – глубину выгорания в момент времени  $t$  найдем как

$$B(t) = \alpha \rho^B(t) / \sum_i (\rho^i(t) A^i),$$

где  $A^i$  – атомный вес нуклида  $i$  с атомной массой более 200,  $\alpha$  – переводной коэффициент.

Концентрацию нуклидов в зоне можно представить в виде вектора  $\rho = (\rho^i)$ . Тогда изменение концентрации нуклидов во времени записывается в виде матричного уравнения

$$d\rho(t)/dt = A\rho(t), \quad (16)$$

где элементы матрицы  $A$  определены как

$$a_{ij} = -\sigma_a^i F - \lambda_d^i - \sigma_{n2n}^i \alpha_{n2n}^{i \rightarrow j} F + \sigma_c^j \alpha_c^{i \rightarrow j} F + \sigma_f^j \alpha_f^{j \rightarrow i} F + \lambda_d^j \alpha_d^{j \rightarrow i} + \sigma_{n2n}^j \alpha_{n2n}^{j \rightarrow i} F.$$

В программе GETERA система уравнений (15) решается методом матричной экспоненты  $\rho(t) = \rho(t_0) \exp(A\Delta t)$ , где  $\Delta t$  – временной интервал. Матричная экспонента находится разложением в ряд по формуле  $\exp A = \sum_{k=0}^{\infty} (A^k/k!)$ .

При решении уравнения (16) предполагается, что сечения и потоки нейтронов постоянны на временном интервале решения уравнения. Чтобы учесть изменение потока во времени, компоненты матрицы  $A$  вычисляются с использованием средних потоков. При усреднении потока предполагается, что он зависит от времени линейно.

*Цепочки превращений делящихся нуклидов.* Во время работы реактора меняется нуклидный состав топлива. Схема радиоактивных превращений тяжелых нуклидов [23] приведена на рис. 4. Расчет такой цепочки представляет определенный интерес, однако вряд ли оправдан для анализа про-

цессов, важных для критичности реактора. Приведенная цепочка упрощена в том предположении, что программа будет рассчитывать концентрации нуклидов в тепловом реакторе на временном интервале от одних суток до 10 лет. Внесены следующие упрощения:

- не учитывается процесс  $(n, 2n)$ , поскольку среднее сечение этой реакции в тепловом реакторе мало и в процессе выгорания значительной роли не играет;
- нуклиды с периодами полураспада более 1000 лет считаются стабильными;
- не учитываются нуклиды с периодом полураспада менее суток. Считается, что после захвата нейтрона нуклид сразу переходит в продукт распада;
- не учитываются продукты распада с выходами менее 0,5 %.

Исключены следующие нуклиды:  $^{231}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232}\text{Pa}$ ,  $^{232}\text{U}$ ,  $^{237}\text{U}$ ,  $^{239}\text{U}$ ,  $^{236}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Np}$ .

Кроме того, не учитывается накопление Cf, Bk, Cm с атомными массами более 245, Am с атомными массами более 243, Pu с атомными массами более 242. Эти нуклиды образуются в незначительном количестве в результате длинных цепочек превращений. Нуклиды, исключенные из цепочки превращений, показаны на рис. 4 в пунктирных прямоугольниках. Данные по выходам нуклидов в реакции распада и периодам полураспада взяты из работ [23...25]. Полученные наборы тяжелых нуклидов приведены в табл. 1 и 2.

**Таблица 1.** Список тяжелых нуклидов, приведенных на схеме рис. 4

Элемент	Атомная масса
Cf	249, 251, 252, 253, 254
Bk	249, 250
Cm	242, 243, 244, 245, 246, 247, 248, 249
Am	241, 242, 243, 244
Pu	236, 237, 238, 239, 240, 241, 242, 243, 244
Np	236, 237, 238, 239
U	232, 233, 234, 235, 236, 237, 238, 239
Pa	231, 232, 233
Th	231, 232, 233

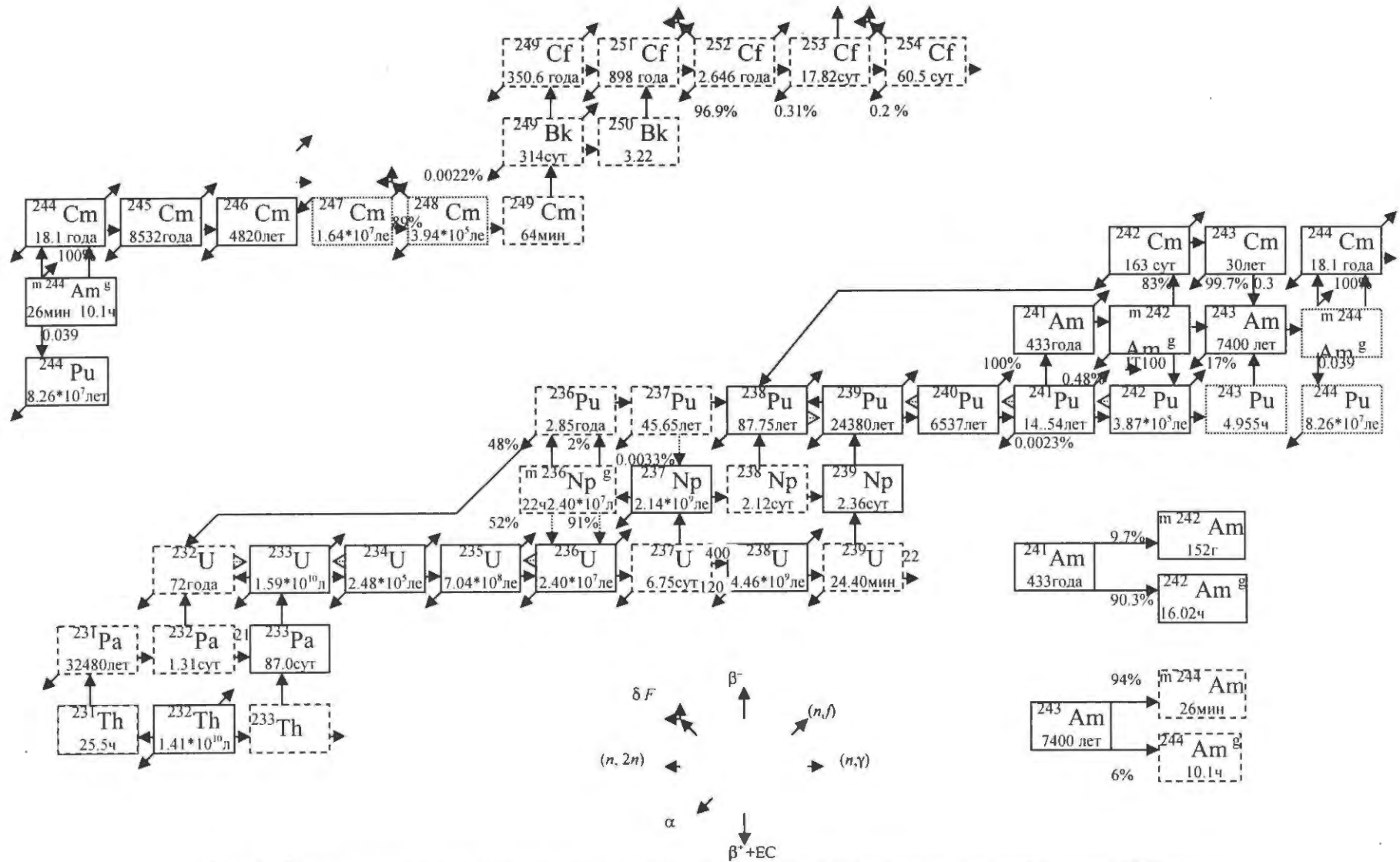


Рис. 4. Схема радиоактивных превращений тяжелых актиноидных элементов при нейтронном облучении

**Таблица 2.** Сокращенный список тяжелых нуклидов

Элемент	Атомная масса
Cm	242, 243, 244, 245
Am	241, 242, 243
Pu	238, 239, 240, 241, 242
Np	237, 239
U	233, 234, 235, 236, 238
Pa	233
Th	232

*Радиоактивные превращения осколков деления.* При делении тяжелых нуклидов нейтронами реакторного спектра образуются два осколка. Всего можно насчитать сотни осколков. Для уменьшения их числа проведены упрощения. Учитывались только те осколки, выход и сечения захвата которых велики (тепловое сечение или резонансный интеграл осколка более 100 барн, а выход более 1 %). Этим требованиям удовлетворяют 35 нуклидов библиотеки БНАБ-93, перечисленных в табл. 3. Цепочка превращений, учитывающая эти осколки, получила название сокращенной.

**Таблица 3.** Список нуклидов в сокращенной цепочке осколков

Элемент	Атомная масса
Kr	83
Mo	95
Nc	99
Ru	101, 103
Rh	103, 105
Pd	105
Ag	109
Cd	113
In	115
Xe	131, 135
Cs	133, 134, 135
Pr	141
Nd	143, 145
Pm	147, 148m, 148g
Sm	149, 151, 152, 150
Eu	151, 153, 154, 155
Gd	154, 155, 156, 157

Цепочки распада осколков прерываются на стабильном осколке или на обобщенном осколке "slag". В библиотеке БНАБ-93 сечения этого осколка рассчитаны с учетом всех осколков за исключением наиболее сильных поглотителей:  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{149}\text{Sm}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ .

Для осколков табл. 3 такое приближение слишком грубое. Поэтому сечения обобщенного осколка вычислены с применением расширенной цепочки осколков. Для этого построена цепочка, включающая в себя 120 нуклидов.

Рассмотрены нуклиды с зарядами от 83 до 157. Учтены осколки с тепловыми сечениями или резонансными интегралами более 2 барн и выходом при делении более 0,01 %. Из цепочек исключены нуклиды с периодом полураспада менее 10-ти часов. Рассчитывался процесс выгорания топлива в ВВЭР-1000, затем осколки, не вошедшие в сокращенный список, конденсировались в обобщенный осколок. Список осколков, на базе которых рассчитывалось усредненное сечение обобщенного осколка, приведен в табл. 4.

**Таблица 4.** Дополнительные осколки, конденсируемые в обобщенный осколок

Элемент	Атомная масса
Kr	84
Rb	85
Sr	86, 88, 89, 90
Y	89, 90
Zr	91, 92, 93, 94, 96
Mo	97, 96, 98, 100
Ru	100, 102, 104, 106
Pd	106, 107, 108, 110
Cd	110, 111, 112, 114, 116
Sn	116, 117, 118, 119, 120, 122, 124
Sb	121, 123
Te	125, 126, 128
I	127, 129
Xe	130, 132, 134, 136
Cs	137
La	139
Ce	141, 142
Ba	134, 136, 137, 138
Ce	140
Nd	144, 146, 148
Sm	147, 154
Tb	159
Dy	природный состав

Для осколков, отсутствующих в библиотеке БНАБ-93, подготовлены 28-групповые сечения. Для этого использовались файлы поточечных сечений библиотек JENDL-3.2 и JENDL-3.3. Данные, добавленные в библиотеку БНАБ-93, включают в

себя только неболокированные сечения захвата и рассеяния.

Для учета выгорания бора – популярного поглотителя в тепловых реакторах рассчитывается изменение концентрации  $^{10}\text{B}$ .

### Заключение

Описаны методы и алгоритмы, применяемые в программе GETERA. Приведены уравнение переноса нейтронов метода ВПС и способ его решения. Описаны библиотеки нейтронных данных и методы подготовки сечений, необходимые для решения транспортного уравнения. Рассмотрены цепочки радиоактивных превращений тяжелых нуклидов и осколков деления, а также приведен алгоритм решения уравнения, описывающего изменение концентрации нуклидов во времени.

### Список литературы

1. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974.
2. Массимо Л. Физика высокотемпературных реакторов. М.: Атомиздат, 1979.
3. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Пряничников А.В. Использование метода вероятностей первых столкновений для расчета ячеек реакторов со сложной геометрией // Инженерная физика, 2002, вып. 4.
4. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: нейтронные и фотонные ядерные константы // ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1996, вып. 1.
5. Belousov N., Bichkov S., Marchuk Yu. et al. The Code GETERA for Cell and Polycell Calculations. Models and Capabilities / Proc. of the 1992 Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, March 8-11, 1992, Charleston Sheraton, Charleston, SC, USA, pp. 2-516-2-523.
6. Тренажер для Игналинской АЭС (Литва) с реактором РБМК-1500. <http://www.eniko.ru/ET-SITE/projects/atlas/atlas.htm> (дата обращения: 01.02.2009).
7. Chibinyayev A.V., Teplov P.S. Consul – Code package for comprehensive LWR core calculations / Int. Congress on Advances in Nuclear Power Plants “The Nuclear Renaissance at Work”, May 13-18, 2007, Nice Acropolis, France.

8. Болсунов А.А. О нейтронно-физических моделях в тренажеростроении // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2008, вып. 4, с. 3–9.
9. Форсайт Дж., Малькольм М., Моулер К. Машинные методы математических вычислений. М.: Мир, 1980.
10. Бахвалов Н.С. Численные методы. М.: Наука, 1973.
11. Меркл Г. Новые аспекты применения вероятности столкновения в теории реакторов. Доклады 3-й межд. конф. по мирному использованию атомной энергии, Женева. М.: Атомиздат, 1967.
12. Bonalumi R. Neutron first probabilities in reactor physics // Energia Nucleare, 1961, vol. 8, maggio, p. 326.
13. Федулов М.В. Вычисление вероятностей первых столкновений, зависящих от параметров активной зоны. Препринт ИАЭ/1632, 1968.
14. Jardine N., Sibson R. IMSL Reference Manual Library 1, Ed. 6, vol. 1 and 2: Houston, Mathematical Taxonomy. New York: John Wiley, 1980.
15. JAERY Nuclear Data Center. Japanese Evaluated Data Library, Version 3, Revision 3 (JENDL-3.3), private communication, 2002.
16. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Бондаренко И.И., Николаев М.Н. Групповые константы для расчета ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1964. С. 23.
17. Николаев М.Н., Рязанов Б.Г., Савоськин М.М., Цибуля А.М. Многогрупповое приближение в теории переноса нейтронов. М.: Энергоатомиздат, 1984. С. 61.
18. Sauer A. Approximate escape probabilities // Nuclear Science and Engineering, 1963, vol. 16, pp. 329–335.
19. Levine M.M. Resonance integral calculation for U238 lattice // Nuclear Science and Engineering, 1963, vol. 16, pp. 271–279.
20. Бать Г.А. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов. М.: Энергоиздат, 1982.
21. Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell P.B. A general description of lattice code WIMS // J. of the British Nuclear Energy Society, 1966, vol. 5, p. 582.
22. Ахмеров Р.Р., Садовский Б.Н. Основы теории обыкновенных дифференциальных уравнений – <http://www-sbras.nsc.ru/rus/textbooks/akhmerov/index.html> (дата обращения: 02.11.2008).
23. Сидоренко В.Д., Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1983.

24. Гусев Н.Г., Рубцов П.М., Коваленко В.В., Колобашкин В.М. Радиационные характеристики продуктов деления. Справочник. М.: Атомиздат, 1974.

25. Бабичев А.П., Бабушкина Н.А., Братковский А.М. и др. Физические величины: справочник. М.: Энергоатомиздат, 1991.

Контактная информация об авторе статьи – Пряничников Александр Вениаминович, с.н.с., тел.: (499)196-96-43, e-mail: priannik@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 63–77.

УДК 621.039

## Подмодули моделирования переноса фотонов в программе MCU-PD2006

А.С. Кулаков, С.В. Марин,

РНИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 20.02.2009 г.

В настоящее время для расчета нейтронно-физических характеристик активных зон ядерных реакторов широко применяется метод Монте-Карло. В прикладном пакете программ MCU данный метод используется для решения уравнений переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов. Программа имеет модульную структуру, и каждая рабочая версия формируется из модулей и подмодулей в зависимости от решаемой задачи. В рамках статьи описаны подмодули ФОТОН и ГАММА моделирования взаимодействия фотонов с веществом и подмодуль НЕГА генерации фотонов в ядерных реакциях нейтронов с веществом, входящие в составной физический модуль СОФИЗМ программы MCU-PD2006. Дана краткая характеристика библиотеки констант базы данных MCUIDB50, поддерживающей работу программы MCU-PD2006.

*Ключевые слова:* метод Монте-Карло, прикладной пакет программ MCU, моделирование взаимодействия фотонов, база данных MCUIDB50.

**MCU-PD2006 Code Units for Photon Transport Simulation. A.S. Kulakov, S.V. Marin. RRC KI, Kurchatov Sq., 1, Moscow, 123182.** Monte Carlo method is widely used to the solution of the transport equation for neutrons in the nuclear reactors. The method is used in MCU code for simulating neutrons, photons, electrons and positrons transport. The code is consisting of units. A current version of the code is based on a set of units which depends on current task. Three units are considered in the paper: PHOTON, GAMMA and NEGA. PHOTON and GAMMA simulate interactions of photons with matter. NEGA generates photons by neutron nuclear reactions with matter. All of those units are included in complex unit SOFIZM of MCU-PD2006 code. The specification of MCUIDB50 data base is also considered in this paper. The data base is used for the calculations by MCU code.

*Key words:* Monte Carlo Method, MCU Code, Simulation of Photon Interactions, MCUIDB50 Data Base.

### Введение

Дальнейшее развитие и совершенствование методов расчета нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов и возросшие возможности вычислительных машин позволяют использовать метод Монте-Карло [1] в качестве инструмента для проведения прецизионных расчетов, в ряде случаев расчетов инженерного уровня и для решений самосогласованного переноса различных видов излучений [2]. Характерным примером последнего может

служить задача моделирования нейтрон-фотон-электронного переноса в датчиках прямой зарядки системы внутриреакторного контроля.

Для программы MCU-PD2006 [3...5] семейства MCU разработаны подмодули ФОТОН и ГАММА для описания взаимодействия фотонов с веществом и подмодуль НЕГА для процессов генерации фотонов в ядерных реакциях нейтронов с веществом, входящие в составной физический модуль СОФИЗМ. Подмодули предназначены для расчета фотонных полей в актив-

ных зонах ядерных реакторов и задач, связанных с расчетом радиационной защиты ядерно-физических установок, радиационного нагрева материалов реактора и определением дозовых характеристик фотонного излучения.

Подмодули ФОТОН и ГАММА различаются степенью детализации процессов взаимодействия фотонов с веществом. Подмодуль ФОТОН является развитием своей предыдущей версии [6]. В нем моделируются такие процессы взаимодействия фотонов с веществом, как некогерентное рассеяние, фотоэлектрический эффект и образование электрон-позитронных пар. В подмодуле существенно переработана структура подпрограмм и функций. Расширены функциональные возможности за счет разработки алгоритма расчета радиационного нагрева от фотонов.

Подмодуль дополнен программными средствами, обеспечивающими применение данных по генерации фотонов в нейтронных реакциях, представленных в формате АСЕ. Работа подмодуля поддерживается библиотеками ядерных данных в групповом и поточечном представлении энергетической зависимости сечений. Подмодуль ГАММА [5] ориентирован на использование аналитических описаний дифференциальных сечений и моделирует процессы взаимодействия фотонов с веществом с учетом реакций когерентного и некогерентного рассеяний, фотоэлектрического поглощения фотонов и образования электрон-позитронных пар с возможностью появления вторичных фотонов, электронов и позитронов.

В классе задач физики ядерных реакторов источниками фотонов служат возбужденные в ядерных реакциях ядра, продукты деления ядер и распада, переходящие в основное или более низкое возбужденное состояние. Эти переходы сопровождаются испусканием фотонов с энергиями в несколько МэВ в диапазоне, при котором наиболее вероятны фотоэлектрический эффект, когерентное и некогерентное рассеяния и эффект образования электрон-позитронной пары. Данные процессы описывает подмодуль НЕГА [5].

## 1. Взаимодействие фотонов с веществом

Из всего многообразия возможных актов взаимодействия неполяризованных фотонов с одиночными свободными нейтральными атомами вещества (пока эффекты интерференции между рассеянными волнами от различных рассеивающих центров малы) применительно к реакторным задачам принято выделять четыре типа фотоатомных реакций, характерных для энергетической области от 0 до 20 МэВ: фотоэлектрический эффект, некогерентное (комptonовское) рассеяние на связанных электронах, когерентное (томсон-релеевское) рассеяние и образование электрон-позитронных пар. Вероятности этих реакций зависят от энергии  $E_\gamma$  фотонов и атомных номеров  $Z$  элементов, с которыми взаимодействуют фотоны.

В области энергий от единиц до сотен эВ основной вклад в полное сечение взаимодействия фотонов со средой дает фотоэффект, являясь главным процессом поглощения при относительно невысоких энергиях фотонов. Фотон с энергией  $E_\gamma$ , большей чем энергия связи какого-либо из электронов оболочки атома, при взаимодействии с атомом поглощается им, передавая свою энергию электрону атома, находящемуся на одной из его оболочек. Энергия выбитого из атома электрона составляет величину, равную разности энергии фотона и энергии связи электрона на данной оболочке.

С наибольшей вероятностью взаимодействие происходит с электронами  $K$ -й оболочки. Фотон поглощается индивидуальным электроном на возбужденной оболочке  $i$ . Электрон покидает атом с кинетической энергией  $E_e = E_\gamma - E_i$ . При  $E_\gamma < E_K$  фотоэффект возможен только на  $L$ -,  $M$ - и т.д. оболочках. Это приводит к появлению характеристических границ поглощения в сечении фотоэффекта. Заполнение свободного уровня происходит с испусканием низкоэнергетического флуоресцентного излучения или электронов Оже.

Сечение  $\sigma_{\text{фп}}$  фотоэлектрического поглощения является функцией энергии  $E_\gamma$  фотона и атомного номера  $Z$ . Зависимость

от атомного номера  $Z$  обусловлена тем, что в атомах с высоким порядковым номером электроны, расположенные на внутренних орбитах, имеют большую энергии связи. Качественно зависимость сечения фотопоглощения от атомного номера и энергии выражается формулой [7]  $\sigma_{\text{фн}}(E_\gamma) \sim Z^m / E_\gamma^n$ , в которой показатели степени  $m$  и  $n$  меняются в диапазонах  $4 (E_\gamma < 100 \text{ кэВ}) < m < 4,6 (E_\gamma \sim 500 \text{ кэВ})$ ,  $3 (E_\gamma < 100 \text{ кэВ}) > n > 1 (E_\gamma \sim 500 \text{ кэВ})$ .

В этой же области энергий вторым по величине вклада в полное сечение является когерентное рассеяние фотонов на атомах вещества. Это процесс, при котором фотоны рассеиваются связанными атомными электронами без возбуждения атомамишени, т.е. энергии сталкивающегося и рассеянного фотонов одинаковы. Когерентное рассеяние возникает из-за интерференции между вторичными электромагнитными волнами от различных рассеивающих центров распределенного атомного заряда.

Дифференциальное сечение когерентного рассеяния фотонов представляется в следующем виде [8]:

$$\frac{d\sigma_{\text{кр}}}{d\Omega_\gamma} = \frac{d\sigma_{\text{т}}}{d\Omega_\gamma} [F(q, Z)]^2,$$

где  $d\sigma_{\text{т}}(\theta_\gamma)/d\Omega_\gamma = 0,5r_e^2(1 + \mu^2)$  есть классическая формула Томсона для сечения рассеяния на свободном покоящемся электроны;  $\mu$  – косинус угла  $\theta_\gamma$  рассеяния;  $F(q, Z)$  – атомный форм-фактор, представляющий вероятность передачи импульса  $q$  совокупности  $Z$  электронов атома;  $q = 2(E_\gamma/c)\sin(\theta_\gamma/2) = (E_\gamma/c)[2(1 - \cos\theta_\gamma)]^{1/2}$ ;  $c$  – скорость света.

Когерентное рассеяние сильно коллимировано в направлении полета фотона. Его вклад в полное сечение составляет 2...3 % ( $\sim 10 \text{ кэВ}$ ) и возрастает до 6 % ( $\sim 0,1 \text{ МэВ}$ ), а затем быстро спадает.

С ростом энергии фотонов выше 0,1 МэВ в среде с малыми значениями  $Z$  и выше 1 МэВ в среде с большими  $Z$  преобладающим становится некогерентное рассеяние фотонов на электронах вещества.

Некогерентное рассеяние служит основным механизмом, определяющим потерю энергии при прохождении фотонов че-

рез вещество. В результате некогерентного рассеяния вместо первичного фотона с энергией  $E_\gamma$  появляется рассеянный фотон с меньшей энергией  $E'_\gamma$ . В волновом представлении фотоны, рассеянные на разных электронах, обладая отличными друг от друга фазами, не интерферируют.

Дифференциальное сечение некогерентного рассеяния имеет вид [8]

$$\frac{d\sigma_{\text{нк}}}{d\Omega_\gamma} = \frac{d\sigma_{\text{ком}}}{d\Omega_\gamma} S(q, Z),$$

где  $S(q, Z)$  – функция некогерентного рассеяния, которая описывает вероятность возбуждения или ионизации атома с зарядом  $Z$  при передаче импульса  $q$  любому из атомных электронов [9, 10], а  $d\sigma_{\text{ком}}/d\Omega_\gamma$  – угловое дифференциальное сечение комптоновского рассеяния фотона на единичном покоящемся свободном электроны Клейна – Нишины – Тамма [11, 12].

Вероятность некогерентного рассеяния остается постоянной в рассматриваемой области энергий и практически не зависит от атомного номера. В энергетическом интервале от 0,2...0,4 до 5...6 МэВ наиболее вероятным всегда является некогерентное рассеяние, также как и при низких энергиях фотонов – фотоэлектрический эффект.

С ростом энергии фотонов возрастает вероятность четвертого значимого процесса – эффекта образования электрон-позитронных пар: в поле ядра или атомного электрона фотон может превратиться в пару античастиц – электрон ( $e^-$ ) и позитрон ( $e^+$ ), которой передается почти вся энергия фотона. В отличие от ранее рассмотренных процессов эффект образования электрон-позитронных пар относится к числу пороговых.

Если процесс образования пары идет в кулоновском поле ядра или протона, то энергия образующегося ядра отдачи оказывается малой, так как пороговая энергия фотона  $E_{\text{пор}}$ , необходимая для образования пары, практически совпадает с удвоенной массой покоя электрона,  $E_{\text{пор}} \approx 2m_e c^2 = 1,022 \text{ МэВ}$ . При образовании пары в кулоновском поле электрона пороговая энергия фотона  $E_{\text{пор}} = 4m_e c^2 = 2,044 \text{ МэВ}$  [13].

С точки зрения описания переноса фотонов в среде важным обстоятельством, связанным с этими частицами, является процесс аннигиляции позитрона с электроном, который приводит к образованию двух фотонов с энергией  $m_e c^2$  каждый.

Вероятность реакции образования электрон-позитронных пар возрастает с увеличением энергии. При моделировании обычно различают две компоненты сечения образования пар: в поле электрона атома, которая пропорциональна  $Z$ , и в поле ядра, пропорциональная  $\sim Z^2$ . Вторая компонента в большинстве случаев считается более существенной, поскольку поле атома в  $Z$  раз выше поля электрона.

При больших энергиях фотонов возрастает вероятность взаимодействия с возбуждением отдельных ядерных состояний. Поглощение высокоэнергетического фотона с большой вероятностью будет сопровождаться вылетом нуклона из ядра. Становятся возможными следующие фотоядерные реакции:  $(\gamma, n)$ ,  $(\gamma, 2n)$ ,  $(\gamma, p)$  и другие.

С учетом четырех перечисленных процессов полное сечение взаимодействия (рис. 1 и 2 на четвертой странице цветной вкладки) представляется суммой

$$\sigma_{\text{пол}} = \sigma_{\text{кг}} + \sigma_{\text{нк}} + \sigma_{\text{фп}} + \sigma_{\text{оп}},$$

где  $\sigma_{\text{пол}}$  – полное микроскопическое сечение;  $\sigma_{\text{фп}}$  – микроскопическое сечение фотоэлектрического эффекта;  $\sigma_{\text{оп}}$  – микроскопическое сечение образования электрон-позитронных пар;  $\sigma_{\text{кг}}$  – микроскопическое сечение когерентного рассеяния;  $\sigma_{\text{нк}}$  – микроскопическое сечение некогерентного рассеяния.

Энергетическая зависимость полного сечения взаимодействия  $\sigma_{\text{пол}}(E_\gamma)$  характеризуется наличием минимума, объясняемым ходом энергетической зависимости трех ее составляющих компонентов. По мере роста энергии сечения фотоэлектрического эффекта и некогерентного рассеяния убывают, а сечение образования электрон-позитронных пар возрастает, начиная с пороговой энергии. Выше некоторого значения энергии, характерного для каждого элемента, рост сечения образования электрон-позитронных пар преобладает над убыванием суммы сечений фотоэлектриче-

ского поглощения фотона и некогерентного рассеяния. С возрастанием атомного номера  $Z$  положение минимума смещается в сторону низких энергий.

Другой особенностью взаимодействия фотонов с веществом является наличие на отдельных энергетических интервалах доминирующих процессов. Так, в области низких энергий преобладает процесс фотоэлектрического поглощения фотонов, в области средних энергий – некогерентное рассеяние фотонов, в быстрой области – образование электрон-позитронных пар. Полное сечение в этих энергетических интервалах аппроксимируется следующими выражениями:

- в области низких энергий ( $E_\gamma < 300$  кэВ)  $\sigma_{\text{пол}}(Z) \sim Z^5$ ;
- в области средних энергий ( $0,3$  МэВ  $< E_\gamma < 7$  МэВ)  $\sigma_{\text{пол}}(Z) \sim Z$ ;
- в области высоких энергий ( $E_\gamma > 7$  МэВ)  $\sigma_{\text{пол}}(Z) \sim Z^2$ .

## 2. Моделирование взаимодействия фотонов с веществом в подмодулях ФОТОН и ГАММА

Схематическое представление процесса моделирования взаимодействия фотонов со средой представлено на рис. 3. На схеме не отражены логические связи между модулями и подмодулями составного физического модуля СОФИЗМ, в состав которого входят подмодули ФОТОН и ГАММА.

После того, как модулем управления вырабатывается команда о проведении обработки второго типа частиц (фотонов), содержащихся в банке частиц, устанавливаются значения управляющих параметров, по которым модули программы настраиваются на моделирование переноса фотонов. После выборки из банка частиц фазовых координат очередного фотона, также как и после каждого акта взаимодействия, производится проверка значения его энергии. Если оказывается, что энергия фотона меньше заданного пользователем некоторого значения энергии  $E_{\text{cut}}$  обрезания, то моделирование переноса данного фотона завершается и производится выборка фазовых координат следующего фотона. Определяется

длина свободного пробега, проходящего фотоном без столкновения,

$$l = \int_0^{\infty} x p_0(x) dx = \Sigma_{\text{пол}}^{-1} \times$$

$$\times \int_0^{\infty} x \exp(-\Sigma_{\text{пол}} x) dx = \Sigma_{\text{пол}}^{-1},$$

и по ней делается вывод о вылете фотона за границы системы или акте взаимодействия. На этом уровне подпрограммы подмодуля ФОТОН обеспечивают расчет полного сечения взаимодействия фотона заданной энергии со средой. Если событие трактуется как столкновение (взаимодействие), то подпрограммами подмодуля определяются:

- элемент, с которым взаимодействует фотон;
- тип реакции;
- параметры вторичных частиц, образующихся в результате реакции.

В физической модели фотоэлектрического эффекта, рассматриваемого как чистое поглощение фотона, в подмодуле ФОТОН выход вторичных фотонов флуоресцентного излучения не учитывается. Поэтому, если после распознавания типа реакции оказывается, что произошел фотоэлектрический эффект, фотон считается поглощенным. Событие фиксируется регистрационным модулем и программа переходит к моделированию траектории новой частицы.

В подмодуле ГАММА, если учитывается перенос вторичных частиц, отличных от фотонов, рассматривается процесс, когда фотон с энергией  $E_\gamma$  поглощается  $i$ -й оболочкой атома элемента  $Z$ , которая возбуждается. Функция распределения плотности вероятности  $i$ -й возбужденной оболочки представляется в виде случайной дискретной величины  $p_i = \sigma_{\text{фп},i}(Z, E_\gamma) / \sigma_{\text{фп}}(Z, E_\gamma)$ , где  $\sigma_{\text{фп},i}(Z, E_\gamma)$  – сечение ионизации  $i$ -й оболочки и  $\sigma_{\text{фп}}(Z, E_\gamma)$  – полное атомное сечение фотоэффекта. Вероятности ионизации этих внутренних оболочек определяются из соответствующих парциальных сечений оболочек.



Рис. 3 Упрощенная схема моделирования взаимодействия фотонов со средой

Если ионизация происходит на внутренних  $K$ -,  $L$ - и  $M$ -оболочках, то кинетическая энергия фотоэлектрона  $E_e = E_\gamma - E_i$ ; остаточный атом с вакансией на оболочке впоследствии переходит в основное состояние, испуская рентгеновские кванты и Оже-электроны. Если ионизация происходит на внешних оболочках, то кинетическая энергия фотоэлектрона  $E_e = E_\gamma$ . Реализовано детальное описание фотопоглощения на  $K$ -,  $L$ - и  $M$ -оболочках.

Направление эмиссии фотоэлектрона относительно направления движения поглощенного фотона описывается дифференциальным по углу вылета электрона сечением Заутера [8, 14] для  $K$ -оболочки. Считается, что угловое распределение фотоэлектронов на  $L$ - и  $M$ -оболочках близко к распределению на  $K$ -оболочке. Далее фотон считается поглощенным. Событие фиксируется регистрационным модулем и программа переходит к моделированию траектории новой частицы.

В физической модели реакции образования электрон-позитронных пар подмодуля ФОТОН:

- предполагается совпадение пространственных координат точек образования пар и аннигиляции позитрон-электроны;

- вместо двух фотонов с энергией 0,511 МэВ каждый, разлетающихся в противоположных направлениях, происходит генерация одного фотона с энергией 0,511 МэВ, имеющего изотропное распределение и удвоенный статистический вес;

- тормозное излучение электронов не учитывается.

После определения параметров фотона моделирование траектории прекращается. Событие фиксируется регистрационным модулем и программа переходит к моделированию траектории новой частицы. Фотоны, образованные в результате аннигиляции, причисляются к фотонам следующего поколения.

Если учитывается перенос вторичных частиц, отличных от фотонов, то в подмодуле ГАММА образование пары электрон-позитрон описывается на основании полуэмпирической теории Бете – Гайтлера [10, 15, 16]. Из данной модели получаются кинетические энергии  $E_-$  и  $E_+$  образовавшихся электрона и позитрона.

Полярные углы направлений движения электрона и позитрона ( $\theta_-$  и  $\theta_+$ ) относительно исходного направления фотона получаются из соотношения  $p(\cos\theta_{\pm}) = C(1 - \beta_{\pm} \times \cos\theta_{\pm})^{-2}$ , где  $C$  – нормировочный множитель, а

$$\beta_{\pm} = \sqrt{E_{\pm}(E_{\pm} + 2m_e c^2)} / (E_{\pm} + m_e c^2)$$

– скорость электрона (–) и позитрона (+).

Азимутальные углы  $\varphi_-$  и  $\varphi_+$  электрона и позитрона генерируются из равномерных распределений  $\varphi_- = 2\pi\xi$  и  $\varphi_+ = 2\pi\xi$ , где  $\xi$  – случайное число, равномерно распределенное на отрезке [0, 1].

В подмодуле ГАММА при моделировании реакции когерентного рассеяния функция когерентного рассеяния представлена эмпирической аналитической зависимостью [8, 17], а косинус угла рассеяния  $\mu = \cos\theta_{\gamma}$  рассчитывается методом Неймана.

В подмодуле ФОТОН при реакции некогерентного рассеяния определение параметров фотона после рассеяния сводится к получению выборочных значений энергии

и направления полета из заданной функции плотности вероятности. Используется способ [18], основанный на моделировании методом Неймана с линейной мажорантой. После розыгрыша энергии косинус угла рассеяния фотона  $\mu = \cos\theta_{\gamma}$  определяется из соотношения  $\kappa/\kappa' = [1 + \kappa'(1 - \mu)]^{-1}$ , где  $\kappa = E_{\gamma}/(m_e c^2)$  – кинетическая энергия фотона до взаимодействия;  $\kappa' = E'_{\gamma}/(m_e c^2)$  – кинетическая энергия фотона после взаимодействия.

В подмодуле ГАММА для расчета сечений некогерентного рассеяния с учетом доплеровского уширения и эффекта связанности применяется релятивистское импульсное приближение [19, 20]. Для розыгрыша кинетической энергии фотона  $E'_{\gamma}$  и азимутального угла его рассеяния  $\varphi_{\gamma}$  используется алгоритм выборки из [20]. Если учитывается перенос вторичных частиц, отличных от фотонов, то вычисляются параметры комптоновского электрона  $E_e$  и  $\theta_e$ . Возбужденная электронная оболочка считается известной и возможно отследить испущенные для снятия возбуждения ионизированного атома характеристические фотоны и Оже-электроны.

### 3. Структура подмодулей

Структура подмодулей определяется архитектурой составного физического модуля СОФИЗМ. В рассматриваемой версии программы, как и более ранних ее версиях, обмен информацией осуществляется через формальные параметры специализированного набора подпрограмм-интерфейсов. В связи с этим в структуре подмодулей присутствуют подпрограммы розыгрыша типа процесса, определения характеристик продуктов реакции, макроскопических сечений и другие.

Подмодули состоят из двух частей, в каждой из которых содержатся подпрограммы, обеспечивающие работу программы на стадиях:

- подготовки и обработки исходных данных (считывание информации об изотопном составе, перекодировка имен изотопов по внутренней таблице имен, подго-

товка рабочих библиотек констант переноса фотонов);

- моделирования взаимодействия фотонов с веществом (розыгрыш физического процесса взаимодействия фотонов с веществом и генерация выборочных значений из законов распределений физических величин).

Подпрограммы, входящие в первый раздел, программно связаны с другими модулями программы только через внешние носители информации. Результатом их работы является рабочая библиотека расчетного варианта. Подпрограммы второго раздела написаны в рамках требований, сформулированных для подпрограмм составного физического модуля. Каждая из них предназначена для выполнения конкретных функций: розыгрыш взаимодействия, определение параметров частиц после взаимодействия, генерация макроскопических сечений и т.д. Обмен информацией между подпрограммами составного физического модуля и подпрограммами данного подмодуля осуществляется через формальные параметры.

#### **4. PHOTONT – библиотека ядерно-физических данных для моделирования взаимодействия фотонов с веществом**

База данных MCUDB50, поддерживающая работу программы MCU-PD2006, включает в себя несколько разделов (библиотек), каждый из которых содержит сечения и другие константы взаимодействия нейтронов и фотонов со средой в определенной энергетической области и применяется разными подмодулями составного физического модуля программы. Константы, описывающие взаимодействие фотонов с веществом и используемые подмодулем ФОТОН, представлены библиотекой PHOTONT.

Библиотека PHOTONT содержит данные по энергетической зависимости сечений взаимодействия фотонов с веществом в групповом и поточечном представлениях. В состав библиотеки включены три независимые группы констант, описывающие взаимодействие фотонов с веществом в

энергетической области от 1,0 кэВ до 100 МэВ.

Первая группа данных представлена 36-групповыми сечениями, которые описывают взаимодействие фотонов с веществом в области энергий от 10 кэВ до 14 МэВ. Данные получены с помощью программных средств из многогрупповой библиотеки DLC-41B/VITAMIN-C [21]. Исходная библиотека создана с применением подмодулей программного комплекса AMPX77 [22] и библиотеки оцененных нейтронных данных ENDF/B-IV (1978 г.).

Вторая группа данных содержит данные с поточечным представлением энергетической зависимости сечений, описывающих взаимодействие фотонов с веществом в области энергий от 1 кэВ до 100 МэВ. Оценка выполнена с использованием информации, содержащейся в файлах библиотеки оцененных нейтронных данных ENDF/B-IV [23].

Третья группа данных представлена 42-групповыми сечениями, описывающими взаимодействие фотонов с веществом в энергетической области от 10 кэВ до 30 МэВ. Получена с помощью программных средств из многогрупповой библиотеки DLC-184/VITAMIN-B6 [24], основанной на информации, содержащейся в библиотеке оцененных нейтронных данных ENDF/B-VI Release 3 и частично в ENDF/B-VI Release 4 (1996 г.).

#### **5. Библиотека PHOTDATA сечений взаимодействия фотонов с веществом подмодуля ГАММА**

База данных MCUDB50, поддерживающая работу программы MCU-PD2006, включает в себя несколько разделов (библиотек), каждый из которых содержит сечения и другие константы взаимодействия нейтронов, фотонов, электронов и позитронов со средой в определенной энергетической области и используется разными подмодулями составного физического модуля. Константы, описывающие взаимодействие фотонов с веществом в подмодуле ГАММА, представлены библиотекой PHOTDATA.

Библиотека PHOTDATA содержит данные по энергетической зависимости сечений взаимодействия фотонов с веществом в поточечном представлении в энергетической области от 100 эВ до 100 МэВ.

Библиотека записана в поддиректории с именем PHOTDATA. В ней содержатся 99 файлов с именами phZZ.gam и 99 файлов с именами ppZZ.gam, где символ ZZ соответствует атомному номеру элемента  $ZZ = 01 - 99$ .

Файлы phZZ.gam содержат интегральные атомные и парциальные сечения фотоэффекта внутренних  $K$ -,  $L$ - и  $M$ -оболочек для энергий фотонов в интервале энергий от 50 до  $10^{12}$  эВ. Данные взяты из LLNL Evaluated Photon Data Library EPDL97 [25...27].

Файлы ppZZ.gam содержат полные сечения образования электрон-позитронных пар фотонами энергий от порога реакции до  $10^9$  эВ в поле нейтральных атомов. Данные получены по программе XCOM [28].

В поддиректории с именем SHELLDATA находится файл atconf.dan, который содержит информацию о конфигурациях атомов в основных состояниях, энергии ионизации [29] и значениях  $J_i(p_z = 0)$  одноэлектронных оболочек комптоновских профилей [30] для элементов  $Z = 1 - 99$ .

Остальная численная информация хранится во внутренней базе данных подмодуля ГАММА.

Интегральные и дифференциальные сечения когерентного и некогерентного рассеяний рассчитываются подмодулем на этапе ввода исходных данных на основании формул и моделей, приведенных в соответствующих разделах описания процесса моделирования подмодуля ГАММА.

## 6. Моделирование процессов генерации фотонов в нейтронных реакциях подмодулем НЕГА

Фотоны как вторичный источник излучения в нейтронно-физической задаче возникают в процессе деления ядер нейтронами в результате радиационного захвата нейтронов ядрами среды, испускаются при неупругом рассеянии нейтронов в ядерных

реакциях типа  $(n, kn)$  и в ряде других ядерных процессах. По этой причине нейтронному полю всегда сопутствует сгенерированное им в среде соответствующее фотонное поле. Пространственно-энергетическое распределение фотонного поля рассчитывается с использованием физических моделей, реализованных в подпрограммах подмодулей ФОТОН и ГАММА, и библиотеки PHOTONS генерации фотонов в нейтронных реакциях, входящей в состав базы данных MCUDB5.

При моделировании совместного переноса частиц – нейтронов и фотонов, когда фотоны генерируются в результате взаимодействия нейтронов с ядрами среды, определяются:

- выход фотонов при взаимодействии нейтронов с веществом;
- энергетическое распределение сгенерированных фотонов;
- элемент, с которым взаимодействует фотон;
- тип реакции;
- параметры вторичных фотонов, получающихся в результате взаимодействия.

Подпрограммами обеспечивается доступ к трем типам ядерных данных, а фактически к трем разным библиотекам. Первая из них основана на данных, содержащихся в многогрупповой библиотеке DLC-41B/VITAMIN-C [21], вторая – на данных многогрупповой библиотеки DLC-184/VITAMIN-B6 [24]. Оба типа данных содержат информацию по выходам и спектрам фотонов в групповом представлении. Выход фотонов для заданной энергетической группы определяется операцией усреднения по всем возможным выходам фотонов в различных реакциях.

Третий тип ядерных данных по генерации фотонов в нейтронных реакциях, в отличие от двух первых многогрупповых, представляет собой оцененные ядерные данные, представленные в формате ACE [5]. Они содержатся в библиотеке ACE базы данных MCUDB5.

Временная библиотека расчетного варианта формируется на первом этапе прохождения задачи. Из общего списка нуклидов создается список неповторяющихся в

задании нуклидов с учетом типа используемой библиотеки ядерных данных, ответственных за генерацию фотонов в нейтронных реакциях. Создается каталог имен неповторяющихся нуклидов с указанием для каждого нуклида библиотеки ядерных данных, из которой будут выбираться необходимые данные.

Схема моделирования построена таким образом, что по значению энергии нейтрона определяется выход фотонов. Поскольку он может быть значительным, то число рожденных фотонов в текущем поколении нейтронов регулируется управляющим параметром. В качестве управляющего параметра, значение которого подбирается пользователем при запуске задачи, применяется величина, обратная вероятности генерации фотона в реакциях нейтронов с ядрами вещества. Она определяется следующим образом:

$$W_{PHO} = 1,0 / PHGP,$$

где PHGP – вероятность генерации фотонов. Считается, что генерация фотонов происходит, если  $\xi < PHGP$ . В этом случае генерируется один фотон со статистическим весом  $w_{as} = w_{bs} W_{PHO}$ , где  $w_{bs}$  – статистический вес нейтрона.

#### 7. PHOTONS – библиотека генерации фотонов в ядерных реакциях нейтронов с веществом

В библиотеке PHOTONS приводятся две группы данных по сечениям генерации фотонов при взаимодействии нейтронов с веществом, выходы фотонов и их спектры.

Первая группа данных получена с помощью программных средств из многогрупповой библиотеки DLC-41B/VITAMIN-C [21]. Исходная библиотека создана с использованием подмодулей программного комплекса AMPX77 [22] и библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-IV (1978).

Вторая группа данных по генерации фотонов получена с помощью программных средств из многогрупповой библиотеки DLC-184/VITAMIN-B6 [24]. Исходная библиотека создана с применением подмодулей программного комплекса AMPX77 и библиотеки оцененных ядерных данных

ENDF/B-VI Release 3 и частично ENDF/B-VI Release 4 (1996 г.).

Обе группы данных содержат информацию по выходам и спектрам фотонов в групповом представлении. Выход фотонов для заданной энергетической группы определяется операцией усреднения по всем возможным выходам фотонов в различных реакциях.

#### 8. Верификация подмодулей ФОТОН, ГАММА и НЕГА

Для верификации подмодулей ФОТОН, ГАММА и НЕГА проводились расчеты бенчмарк моделей и экспериментов, в которых решались задачи переноса фотонов, нейтронов и вторичных фотонов, образовавшихся в результате взаимодействия со средой, а также расчет взаимосвязанных задач переноса фотонов, электронов и позитронов в датчиках прямой зарядки. Результаты расчетов сравнивались с аналитическими решениями, численными расчетами, выполненными по программам MCNP и EGS4, и экспериментальными данными. Получено удовлетворительное согласие. Анализ сравнения результатов опубликован в [31, 32].

#### Заключение

Представлены сведения, касающиеся описания основ физики взаимодействия электромагнитного излучения со средой, методов моделирования взаимодействия фотонов с веществом, реализованных в подмодулях ФОТОН и ГАММА составного физического модуля СОФИЗМ в программе MCU-PD2006, и константного обеспечения для решения задач взаимодействия фотонов с веществом. Также описан подмодуль НЕГА, предназначенный для моделирования рождения фотонов в процессе взаимодействия нейтронов с веществом.

Подмодули ФОТОН, ГАММА и НЕГА используются в программе MCU-PD2006 для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми (весовыми) методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных дан-

ных в системах с трехмерной геометрией. Проведена верификация подмодулей на бенчмарк моделях.

Применение подмодулей ФОТОН, ГАММА и НЕГА в составе программы MSU-PD2006 позволяет проводить расчеты физических характеристик активных зон реакторов типа ВВЭР, РWR и др., взаимосвязанные расчеты переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов для описания физических процессов в датчиках прямой зарядки, а также получать различные функционалы.

Работа выполнена при поддержке ОАО "ТВЭЛ".

### Список литературы

1. *Метод* Монте-Карло в проблеме переноса излучений. Под ред. чл.-корр. АН СССР Г.И. Марчука. М.: Атомиздат, 1967.
2. *Гомин Е.А.* Статус MSU-4 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1. с. 6–32.
3. *Алексеев Н.И., Городков С.С., Шкаровский Д.А. и др.* Разработка программы MSU-PD2006 для расчета нейтронно-физических характеристик активных зон реактора ВВЭР-1200 АЭС-2006, реализующей для решения уравнения переноса нейтронов метод Монте-Карло на основе информации, хранящейся в файлах оцененных ядерных данных. Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36-03/18-08, 2008.
4. *Олейник Д.С., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. и др.* Разработка модуля расчета изменения изотопного состава материалов реактора в процессе его эксплуатации, подключение модуля к программе MSU-PD2006. Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36-03/19-08, 2008.
5. *Гомин Е.А., Кулаков А.С., Марин С.В. и др.* Общее описание подмодулей ФОТОН, ГАММА И НЕГА, предназначенных для моделирования взаимодействия фотонов с веществом и рождения фотонов в нейтронных реакциях. Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36-03/23-08, 2008.
6. *Гомин Е.А., Гуревич М.И., Майоров Л.В.* Описание применения и инструкция для пользователя программы MSU4SM-2.2 расчета методом Монте-Карло полей нейтронов и фотонов в экспериментальных каналах исследовательского реактора СМ. Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36/1-215-97, 1997.
7. *Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П.* Защита от ионизирующих излучений: Физические основы защиты от излучений. Том 1. М.: Энергоатомиздат, 1989.
8. *Аккерман А.Ф., Грудский М.Я., Смирнов В.В.* Вторичное электронное излучение из твердых тел под действием гамма-квантов. М.: Энергоатомиздат, 1986.
9. *Кольчужкин А.М., Учайкин В.В.* Введение в теорию столкновений. Томск: Изд-во Томского ун-та, 1979.
10. *Baro J., Roteta M., Fernandez-Varea J.M., Salvat F.* Analytical cross sections for Monte Carlo simulation of photon transport // Radiat. Phys. Chem., 1994, 44, pp. 531–552.
11. *Бори М.* Атомная физика. Изд. 3-е. Пер. с англ. М.: Мир, 1970.
12. *Тамм И.Е.* Собрание научных трудов. Т. 2. М.: Наука, 1975.
13. *Стародубцев С.В.* Полное собрание научных трудов в 6-ти томах. (Отв. ред. Романов А.М.) Т. 3. Ядерная физика. Кн. 3. Взаимодействие гамма-излучения с веществом. Ядерная спектроскопия. Нейтронная физика. Ташкент: Фан, 1971.
14. *Sauter F.* Über den atomaren Photoeffekt in der K-Schale nach der relativistischen Wellenmechanik Diracs // Ann. Phys., 1931, 11, pp. 454–488.
15. *Bethe H.A.* Zur Theorie des Durchgangs schneller Korpuskularstrahlen durch Materie // Ann. Physik, 1930, 5, pp. 325–400.
16. *Гайтлер В.* Квантовая теория излучения: Пер. с англ. М.: ИИЛ, 1956.
17. *Colbert H.M.* SANDYL: A computer program for calculating combined photon-electron transport in complex system. SLL-74-12. Livermore: Sandia Lab., 1974.
18. *Андросенко П.А., Попова Г.В.* О моделировании распределения Клейна – Нишины – Тамма. Препринт ФЭИ-1002. Обнинск, 1980.
19. *Namito Y., Van S., Hirayama H.* Implementation of the Doppler broadening of a Compton-scattered photon into the EGS4 code // Nucl. Instrum. Meth., 1994, A 349, pp. 489–494.
20. *Brusa D., Stutz G., Riveros J.A., Fernandez-Varea J.M., Salvat F.* Fast sampling algorithm for the simulation of photon Compton scattering // Nucl. Instrum. Meth., 1996, A 379, pp. 167–175.
21. *Roussin R.W., Weisbin C.R., White J.E., Greene N.M., Wright R.Q., Wright J.B.* The CTR processed multigroup cross section library for neutronics studies. ORNL/RSIC-37, 1979.
22. *Greene N.M., Ford W.E., Petrie L.M., Arwood J.W.* Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries. RSICC PERIPHERAL SHIELDING ROUTINE COLLECTION AMPX-77. PRS-315, AMPX-77, 1992.

23. *Rose F.F., Dunford C.L.* ENDF-6 Formats Manual. IAEA-NDS-76, Vienna, 1988.
24. *RSICC DATA LIBRARY COLLECTION.* A Fine-Group Cross-Section Library Based on ENDF/B-VI Release 3 for Radiation Transport Applications. DLC-184. VITAMIN-B6, 1996.
25. *Cullen D.E., Chen M.H., Hubbell J.H., Perkins S.T., Plechaty E.F., Rathkopf J.A., Scofield J.H.* Tables and graphs of photon-interaction cross sections from 10 eV to 100 GeV derived from the LLNL evaluated photon data library (EPDL). Report UCRL-50406, 1989, vol. 6, rev. 4, parts A and B. (Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA).
26. *Cullen D.E., Hubbell J.H., Kissel L.* EPDL97. The evaluated data library, 97 version. Report UCRL-50400, 1997, vol. 6, rev. 5 (Lawrence Livermore National Laboratory, Livermore, CA).
27. *Saloman E.B., Hubbell J.H., Scofield J.H.* X-ray attenuation cross sections for energies 100 eV to 100 keV and elements  $Z = 1$  to  $Z = 92$  // At. Data Nucl. Data Tables, 1988, 38, pp. 1–197.
28. *Berger M.J., Hubbell J.H.* XCOM: Photon Cross Sections on a Personal Computer. Report NBSIR 87-3597 (National Bureau of Standards, Gaithersburg, MD), 1987.
29. *Lederer C.M., Shirley V.S.* eds. Table of Isotopes, 7th edition (Wiley, New York) appendix III, 1978.
30. *Biggs F., Mendelsohn L.B., Mann J.B.* Hartree-Fock Compton profiles for the elements // At. Data Nucl. Data Tables, 1975, 16, pp. 201–309.
31. *Марин С.В.* Программа MCU4SM. Тестирование на математических бенчмарк моделях решения задач переноса фотонов и нейтронов со вторичными фотонами. Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36/11-2000, 2000.
32. *Алексеев Н.И., Городков С.С., Марин С.В. и др.* Расчетное определение коэффициентов перехода от тока ДПЗ, определяемого взаимодействием материала эмиттера с нейтронами, к энерговыделению (верификационный отчет). Отчет ИЯР РНЦ КИ № 36/08-2003, 2003.

*Контактная информация об авторах статьи –  
Кулаков Андрей Сергеевич, с. н. с., тел.:  
(499)196-92-79, e-mail: novik@adis.vver.kiae.ru;  
Марин Станислав Васильевич, в. н. с., тел.:  
(499)196-98-11, e-mail: marin@adis.vver.kiae.ru*

Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3,  
с. 77–87.

## СОДЕРЖАНИЕ

<i>Калинушкин А.Е., Митин В.И., Семченков Ю.М., Мильто Н.В., Мильто В.А., Ковель А.И.</i> Современная система контроля эксплуатации ядерного топлива на реакторах типа ВВЭР, ее верификация и валидация на Калининской АЭС.....	3
<i>Зизин М.Н., Зимин В.Г., Зизина С.Н., Кряквин Л.В., Питулимов В.А., Терешонков В.А.</i> Реактивностные эффекты в реакторе ВВЭР-1000 3-го блока Калининской АЭС на этапе физического пуска. Расчеты в интеллектуальной программной среде ShIPR с библиотекой двугрупповых сечений, полученных по программе UNK .....	13
<i>Гришанин Е.И.</i> Роль химических реакций в Чернобыльской катастрофе.....	20
<i>Бояринов В.Ф., Невиница В.А.</i> Применение комплекса программ SUHAM-2D для расчета двумерного бенчмарк-эксперимента на сборке VENUS-2 с урановым и MOX топливом .....	27
<i>Бояринов В.Ф., Давиденко В.Д., Полисмаков А.А., Цибульский В.Ф.</i> Верификация комплекса программ SUHAM-2D на расчетах выгорания топлива в ТВС ВВЭР-1000 с урановым и MOX топливом.....	36
<i>Бояринов В.Ф.</i> Реализация трехмерных уравнений метода поверхностных гармоник в комплексе программ SUHAM-3D .....	44
<i>Бояринов В.Ф.</i> Применение комплекса программ SUHAM для расчета бенчмарков Мостеллера для ячеек PWR с различным топливом .....	56
<i>Пряничников А.В.</i> Описание программы GETERA .....	63
<i>Кулаков А.С., Марин С.В.</i> Подмодули моделирования переноса фотонов в программе MCU-PD2006 .....	77

## CONTENTS

<i>Kalinushkin A.E., Mitin V.I., Semchenkov Yu.M., Mil'to N.V., Mil'to V.A., Kovel' A.I.</i> Modern System of Nuclear Fuel Operation Monitoring on VVER Reactors, Result of it's Verification and Validation on Kalinin NPP .....	3
<i>Zizin M.N., Zimin V.G., Zizina S.N., Kryakvin L.V., Pitilimov V.A., Tereshonok V.A.</i> Reactivity Effects in VVER-1000 of the Kalinin Power Station 3-rd Unit at the Physical Start-up. Calculations in the ShIPR Intellectual Code System with the Two-Group Cross-Section Library Generated by the UNK Code .....	13
<i>Grishanin E.I.</i> The Role of Chemical Reactions in the Chernobyl Accident .....	20
<i>Boyarinov V.F., Nevinitza V.A.</i> Application of Code System SUHAM-2D for Calculation of the Two-Dimensional Experiment VENUS-2 with Uranium and MOX Fuel .....	27
<i>Boyarinov V.F., Davidenko V.D., Polismakov A.A., Tsubulsky V.F.</i> Verification of Code System SUHAM-2D by the Burnup Calculations of VVER-1000 Fuel Assemblies with Uranium and MOX Fuel .....	36
<i>Boyarinov V.F.</i> Realization of 3D Equations of Surface Harmonics Method in Code System SUHAM-3D .....	44
<i>Boyarinov V.F.</i> Application of Code System SUHAM-2D for the Mosteller Benchmark Calculations of the PWR Cells with Different Fuel.....	56
<i>Pryanichnikov A.V.</i> Description of the GETERA Code .....	63
<i>Kulakov A.S., Marin S.V.</i> MCU-PD2006 Code Units for Photon Transport Simulation .....	77

## Уточненные правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом "Оригиналы авторские и текстовые издательские" (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 шрифтом № 12 через 2 интервала. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация (не более 10 строк); ключевые слова – все вышперечисленное на русском и английском языках; текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно в виде электронной версии обычным шрифтом № 12 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры ("..").

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

Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ ,  $\varphi$  и т.д.) набираются прямо, а латинские ( $x$ ,  $y$ ,  $z$ ,  $w$  и т.д.) – курсивом. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включенные в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например  $b/d$ ,  $\exp(x/e)$ .

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

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторах Equation 3.0 или MathType при невозможности набора на клавиатуре ( $x_n^2, y_n^m, \sqrt{x}, \int_0^1 x, \frac{1}{y}$  и т.д.). Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры ( $x_3, \text{км}^2$  и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 11. Внизу каждого рисунка должны быть приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 11. При наличии нескольких

различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается.

В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах, выполненные в графических редакторах *Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* в черно-белом цвете (фотографии в растровом формате *tif*, *dpi-300*). Рисунки в Word не вставлять кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в Word.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом "Библиографическая ссылка" (ГОСТ Р 7.0.5–2008), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (не менее трех первых), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику), позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста указывается контактная информация о всех авторах статьи: фамилия, имя и отчество (полностью), должность, телефон, e-mail и по желанию автора – домашний почтовый адрес.

**Вниманию читателей**

**научно-технического сборника**

**“Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов”!**

Редколлегия сборника “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов” информирует авторов и читателей сборника об организации со II полугодия 2007 г. подписки на “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов”. Сборник включен в Каталог “Издания органов научно-технической информации” ОАО Агентство “Роспечать” (индекс 66675, подписная цена 200 руб. за один экземпляр).

Напоминаем, что “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов” по-прежнему издается в трех выпусках: Физика и методы расчета ядерных реакторов, Динамика и безопасность ядерных энергетических установок и Импульсные реакторы и простые критические сборки.

Призываем заинтересованных специалистов поддержать активной подпиской сборник “ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов”.

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, 1—92