

## Секционные заседания

## Секция №1 «Теория, методы, программы и результаты расчетов переноса ионизирующих излучений в веществе. Базы данных».

Председатель секции: Дата проведения заседания: Место проведения заседания:

к.ф.-м.н. Волощенко Андрей Михайлович 23 сентября 2015 года НОУ ДПО «ЦИПК Росатома» (Московская обл., г. Обнинск, ул. Курчатова, д.21)

## Список презентаций

Докладчик	Название доклада	Организация, должность	№ стр.
Ванеев Юрий Евгеньевич, д.т.н.	1. Разработка и реализация алгоритмов конвертации данных из САПР-моделей объектов в формат программы TDMCC; 2. Верификация программы TDMCC применительно к объектам ядерного наследия.	ИБРАЭ РАН, в.н.с.	3
Власкин Геннадий Николаевич	1. Формирование источника нейтронного излучения радиоактивных материалов. 2. Программа BREIN для расчета выхода и спектра тормозного излучения.	ЧУ «ИТЦП «Прорыв», н.с.	17
Волощенко Андрей Михайлович, к.фм.н.	Новые возможности пакета программ РОЗ-6.6/КАСКАД-С-3.5/КАТРИН-3.0 для решения уравнения переноса 1D/2D/3D геометриях в задачах радиационной защиты.	ИПМ РАН им. М.В. Келдыша, зав. сектором	47
Грабежной Владимир Алексеевич, к.фм.н.	Влияние гетерогенного моделирования сборок борной зашиты реактора БН на рассчитываемые функционалы.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», с.н.с.	67
Дегтярев Игорь Иванович, к.фм.н.	Современный статус комплекса программ прецизионного моделирования связанного переноса многокомпонентного излучения RTS&T. Результаты систематической верификации комплекса на основе базовых интегральных экспериментов.	ФГБУ ГНЦ ИФВЭ, с.н.с.	81
Ехлаков Илья Александрович	1. Модификация программного комплекса GAMOS для решения задач радиационной защиты космической ЯЭУ; 2. Автоматизированная методика поиска оптимальной компоновки радиационной защиты.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», инженер	126
Земсков Евгений Алексеевич	Гибридный нейтронно-физический расчет радиационной защиты ядерного реактора с ТЖМТ.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», в.н.с.	152
Ломаков Глеб Борисович	Тестирование системы CONSYST/БНАБ-РФ в расчетах переноса гамма-квантов.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», м.н.с.	163
Ляшко Илья Алексеевич	Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР и РБМК в транспортных упаковочных комплектах нового поколения.	ФБУ «НТЦ ЯРБ», н.с.	180
Николаева Ольга Васильевна, к.фм.н.	Решение задач радиационной защиты на неструктурированных тетраэдрических сетках.	ИПМ РАН им. М.В. Келдыша, с.н.с	191
Петров Эрнест Ефимович, д.фм.н.	Верификация результатов реперных экспериментов по измерению спектров утечки нейтронов с поверхности шаров из свинца с размещенным внутри радионуклидным источником.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г.н.с.	229
Пышко Александр Павлович, к.фм.н.	Метод расчета тока контрибутонов с использованием «черного тела» в задачах радиационной защиты КЯЭУ.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», начальник отдела	239
Трусова Екатерина Александровна	Подготовка BENCHMARK экспериментов для верификации программных средств расчетов радиационной защиты.	АО «НИКИЭТ», инженер 2-ой категории	248
Чернов Сергей Валентинович	Расчет полей излучений методом итераций «весовых окон» в проекте ACMM 10/100 кВт.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», зам. начальника лаборатории	262
Хоромский Василий Александрович	Численный анализ результатов экспериментов по прохождению нейтронного излучения через сферические одномерные макеты из различных материалов.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», руководитель бюро	275

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук



Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences

## ОСОБЕННОСТИ ВЕРИФИКАЦИИ ПРОГРАММЫ *ТДМСС* ДЛЯ РАСЧЕТОВ ХАРАКТЕРИСТИК ПОЛЕЙ НЕЙТРОНОВ И ФОТОНОВ В ОБЪЕКТАХ С ЗАДАННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЯ

Ванеев Ю. Е, Блохин П. А.



#### введение

Базовым программным средством (ПС) в составе блока моделирования радиационных полей разрабатываемого в ИБРАЭ РАН программно-технического комплекса является программа **ТОМСС** с библиотекой констант DL / NGMC-5.0, сформированной на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VI.8. Для использования этого ПС при обоснованиях безопасности ядернорадиационно-опасных объектов (ЯРОО) проводится Ν его верификация и проверка качества для последующей процедуры аттестации в НТЦ ЯРБ Ростехнадзора.



## МАТРИЦА ВЕРИФИКАЦИИ

Тестовая задача	Параметры среды		Распределения плотности потока			Мощность дозы,		
			по энергии		по пространству		Н	
	Материал	Толщина, см	n	Y	n	Y	n	Y
ALARM-CF-AIR	воздух		+	+			+	+
ALARM-CF-FE	железо	9,14,19, 24,29,34	+	+			+	+
ALARM-CF-PB	свинец	9,19,29	+	+			+	+
ALARM-REAC-AIR	Воздух, U-топливо, бетон		+	+	+		+	+
Winfrith Iron Benchmark	железо	5-114	+		+		+	
Winfrith Iron 88 Benchmark	железо	5-66	+				+	
Winfrith Graphite Benchmark	графит	5-70	+				+	
Shiping Cask	Вода, сталь, свинец	34 12 15					+	+
BRAND-FK	сталь	16						+



- В качестве интегральной меры для сравнения величин рассматривалось отношение расчетных и экспериментальных значений мощности эквивалентной дозы  $H_P/H_{\Im}$  или величина  $\Delta_H = (H_P/H_{\Im} 1) \cdot 100\%$ ,
- где  $H = \int W(E)k_H(E)dE$  [Зв/час],
- W(E) измеренная или рассчитанная плотность потока нейтронов F(E) или фотонов  $\Phi(E)$  с энергией E;
- *k<sub>H</sub>(E)* функция перевода плотности потока частиц с энергией *E* в мощность эквивалентной дозы, Зв/час·см<sup>2</sup>·с.





www.ibrae.ac.ru



#### Сравнение расчетных и

#### экспериментальных значений МЭД для нейтронов.

Тест	Диаметр шара, см	<i>Н</i> Р, ЗВ/час	<i>Н</i> Э, ЗВ/час	δ <sub>.H</sub> ,%		
	откры	тый источни	ік			
CF-AIR_N	0	2,08E-08	2,04E-08	2		
	жел	езные шары				
CF-FE_20_N	20	1,34E-08	1,37E-08	-2		
CF-FE_30_N	30	1,09E-08	1,10E-08	0		
CF-FE_40_N	40	9,12E-09	8,54E-09	7		
CF-FE_50_N	50	7,77E-09	7,60E-09	2		
CF-FE_60_N	60	6,75E-09	6,45E-09	5		
CF-FE_70_N	70	5,96E-09	5,48E-09	9		
свинцовые шары						
CF-PB_20_N	20	1,65E-08	1,60E-08	4		
CF-PB_40_N	40	1,31E-08	1,36E-08	-3		
CF-PB_60_N	60	1,07E-08	1,08E-08	-1		

### Расчеты серии тестов ALARM-CF



- 1 расчетный спектр для железных шаров,
- 2 расчетный спектр для свинцовых шаров,
- 3 измеренный спектр

#### Сравнение расчетных и

#### экспериментальных значений МЭД для фотонов.

Тест	Диаметр шара, см	НР, ЗВ/час	Нэ, зВ/час	δ <sub>H</sub> ,%			
	открытый источник						
CF-AIR_G	0	6,30E-08	6,24E-08	1			
	железный шар						
CF-FE_30_G	30	2,16E-09	2,58E-09	-16			
свинцовый шар							
CF-PB_20_G	20	1,25E-09	1,70E-09	-26			



Сравнение значений мощности эквивалентной дозы нейтронов, полученных из расчетных и экспериментальных спектров

Толщина	Инторран оноррий	Мощность д		
железа, см	м МэВ	H <sub>MCC</sub>	Н <sub>Э</sub>	<sub>H</sub> , %
22,86	0,0525 - 4,72	3,86 E-05	3,33 E-05	16
57,15	0,0071 – 1,97	6,16 E-06	5,33 E-06	15
85,73	0,0071 – 1,97	1,60 E-06	1,26 E-06	27

### Расчеты теста ALARM-REAC — нейтроны



core	50 100 1 1	200	air 400 600 ground	800 	1000 m
Расстояние от оси реактора, м	Н <sub>мсс</sub> , мкЗв/ч	σ <sub>MCC</sub> , %	Н <sub>Э</sub> , мкЗв/ч	σ <sub>Э</sub> , %	H <sub>MCC</sub> / H <sub>Э</sub>
100	8,12 E+04	0,06	9,90 E+04	19	0,82
200	1,63 E+04	0,09	1,80 E+04	19	0,91
300	4,59 E+03	0,1	4,53 E+03	19	1,01
400	1,49 E+03	0,2	1,64 E+03	19	0,91
500	5,31 E+02	0,3	5,13 E+02	19	1,04
600	1,99 E+02	0,4	1,73 E+02	19	1,15
800	3,09 E+01	0,9	2,60 E+01	19	1,19
1000	5,41 E+00	2	4,64 E+00	19	1,17

Сравнение значений мощности дозы нейтронов

#### Расчеты теста ALARM-REAC — фотоны



<u>core</u>	•		air		
		200 	400 600	800 	1000 m
			ground		
Расстояние от оси реактора, м	Н <sub>мсс</sub> , мкЗв/ч	σ <sub>MCC</sub> , %	Н <sub>Э</sub> , мкЗв/ч	σ <sub>Э</sub> , %	H <sub>MCC</sub> / H <sub>Ə</sub>
100	4,78 E+03	0,1	5,20 E+03	10	0,92
200	8,80 E+02	0,2	8,91 E+02	10	0,99
300	2,24 E+02	0,2	1,85 E+02	10	1,21
400	6,77 E+01	0,3	6,30 E+01	10	1,07
500	2,33 E+01	0,4	2,42 E+01	10	0,96
600	1,08 E+01	0,5	1,10 E+01	10	0,98
800	2,00 E+00	0,9	2,48 E+00	10	0,81

Сравнение значений мощности дозы фотонов

#### Расчеты теста Shipping Cask



Схема контейнера с Cf-источником





## Расчеты теста Shipping Cask — нейтроны

Мощность эквивалентной дозы от нейтронов					
Расстояние					
от					
поверхности	<i>H<sub>P</sub></i> , мбэр/час	$H_{\Im}$ , мбэр/час	δ <sub>H</sub> ,%		
контейнера,					
СМ					
15	5,64	5	13%		
60	2,64	2,3	15%		
95	1,74	1,5	16%		
145	1,14	1	14%		



Расстояние от поверхности контейнера, см



## Расчеты теста Shipping Cask — фотоны

Мощность эквивалентной дозы от фотонов							
Расстояние от поверхности контейнера, $H_P$ , мбэр/час $H_{\mathcal{B}}$ , мбэр/час $\delta_{H^2}$ %							
20	1,587	1,40	13%				
40	1,054	1,00	5%				
60	0,746	0,75	-1%				
80	0,563	0,59	-5%				
100	0,446	0,46	-3%				



Расстояние от поверхности контейнера, см

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ



Результаты выполненных по программе TDMCC расчетов в сравнении с экспериментальными данными вошли в состав первой редакции верификационного отчета, где в приложении к проекту аттестационного паспорта в разделе «Погрешность, обеспечиваемая ПС в области его применения» приводятся значения этих погрешностей, имеющих смысл относительных отклонений, полученных при сравнении результатов расчетов и бенчмарк-экспериментов.

Относит. Толщина Материал Параметр материала, погрешность, % СМ Мощность 30 <u>+</u> 20 свинец <u>+</u>5 эквивалентной железо (сталь) 60 графит 30 <u>+</u> 20 дозы нейтронов Мощность свинец 5 <u>+</u> 30 эквивалентной +20железо (сталь) 15 дозы фотонов

Относительные погрешности расчетов мощности дозы по программе TDMCC



10 Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»

1. Формирование источника нейтронного излучения радиоактивных материалов.

2. Программа BREIN для расчета выхода и спектра тормозного излучения

Докладчик: Г.Н.Власкин

23.09.2015



#### Г.Н. Власкин<sup>1</sup>, Ю.С. Хомяков<sup>1</sup>, В.И. Буланенко<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ИТЦП «ПРОРЫВ», г. Москва, <sup>2</sup>ГНЦ РФ - ФЭИ, г.Обнинск

При оценке радиационной опасности первоочередной задачей является расчет интенсивности испускания проникающих излучений радиоактивными материалами. Для нейтронного излучения эта задача решается с помощью программы NEDIS-2.0, которая позволяет рассчитывать спектры и интенсивность испускания нейтронов, образующихся в результате (α,n)-реакций на ядрах легких элементов от лития до калия, а также спектры и интенсивность испускания нейтронов.



Программа позволяет проводить вычисления указанных характеристик для:

- а) гомогенной смеси альфа-излучателей и легких элементов, с учетом размеров микрочастиц альфа-излучателей,
- б) источника альфа частиц в форме плоской пластины, помещенной в среду легких элементов,
- в) толстых мишеней при облучении пучком альфа частиц заданного спектра.

В расчетах спектров учитывается анизотропия испускания нейтронов в системе центра масс реакции (α,n). Сечения (α,n)-реакций, коэффициенты разложения угловой составляющей сечений по полиномам Лежандра, тормозные способности альфачастиц берутся из библиотеки данных программы, организованной в виде отдельных файлов.



В программе имеется информация для 58 нуклидов α-излучателей, содержащаяся в файле прямого доступа FIZLU.DAT, из них 31 нуклид является спонтанно-делящимся. В программе NEDIS-2.0 для расчета спектра нейтронов спонтанного деления используется формула Уатта

$$\chi(E) = \frac{2\exp(-ab/4)}{a\sqrt{\pi ab}} \exp(-E/a) \operatorname{sh}\sqrt{bE}.$$

где средняя температура *T*=*a* продуктов спонтанного деления зависит от среднего числа испускаемых ими нейтронов в соответствии с соотношением, которое позволяет получать среднююэнергию спектра нейтронов спонтанного деления, близкую к экспериментальному значению для хорошо измеренных нуклидов ( $^{240}$ Pu,  $^{242}$ Pu,  $^{248}$ Cm,  $^{252}$ Cf).

$$T\left(\overline{\nu}_{sf}\right) = 0,48+0,2\left(1+\overline{\nu}_{sf}\right)^{1/2}.$$

Параметр *b* определяется как этой температурой, так и средней кинетической энергией на нуклон продуктов спонтанного деления, принятой в программе NEDIS-2.0 для всех спонтанно-делящихся нуклидов равной *E*<sub>f</sub> = 0,76 МэВ.

$$b = 4E_f / T^2 = 3,04 / T^2 = 3,04a^2.$$



Формула для расчета спектра (α,n) нейтронов смеси элементов имеет вид

$$\frac{dN(E_n)}{dE_n} = \sum_{i,j,k} \int_{X_{i,j,k}(E_n)}^{Y_{i,j,k}(E_n)} \frac{\sigma_{i,j,k}(E_\alpha) f_{i,j,k}(E_n, E_\alpha) RAT_{j,k}}{\left[ \varepsilon_k(E_\alpha) + \sum_{\beta=1,\beta\neq k}^L \frac{y_\beta \varepsilon_\beta}{y_k} \right] \Re_{i,j,k}(E_\alpha)} P(E_\alpha) dE_\alpha, \quad (E_\alpha) = \sum_{j=1,j\neq k}^{L} \frac{y_\beta \varepsilon_\beta}{y_k} \left[ \frac{y_\beta \varepsilon_\beta}{y_k} \right] \Re_{i,j,k}(E_\alpha)$$

где ε<sub>к</sub> — атомная тормозная способность к-го элемента среды для α-частиц;

Е <sub>а</sub> — энергия α -частицы в лабораторной системе координат (ЛС);

і — уровень остаточного ядра;

j — изотоп к-го элемента, на котором идет реакция (α,n);

k — элемент на j-ом изотопе которого идет реакция (α,n);

 $\sigma_{i,j,k}$  — сечение ( $\alpha,n$ )-реакции на і уровень остаточного ядра на j-ом изотопе k-го элемента;

β — элемент в смеси, 1≤β≤L; L — число элементов в смеси;

N<sub>β</sub>, N<sub>k</sub> — число атомов соответствующего элемента в единице объема смеси;

RAT<sub>i.k</sub> — атомная часть j-го изотопа в природной смеси изотопов k-го элемента;

F(E<sub>n</sub>,E<sub>a</sub>) — угловая составляющая в разложении сечения по полиномам Лежандра;



Для произвольного эмиссионного  $\varpi(E_{\alpha})$  спектра  $\alpha$ -частиц P( $E_{\alpha}$ ) учитывает, что в рассчитываемое значение числа нейтронов с энергией  $E_n$  вносят свой вклад все  $\alpha$ -частицы эмиссионного спектра, энергия которых больше  $E_{\alpha}$ . Пределы интегрирования в формуле (1) определяются кинематикой реакции.

$$\Re_{i,j,k}(E_{\alpha}) = \left(E_{n,\max} - E_{n,\min}\right)$$

интервал энергий, в котором рождаются нейтроны, для заданного значения энергии альфа-частицы, для каждого изотопа мишени и уровня остаточного ядра.

Метод интегрирования основан на квадратурах Гаусса-Кристофеля с 20 узлами с заданной точностью вычисления.



a) сравнение расчетных данных с результатами измерений по выходу нейтронов из толстых однородных мишеней заданного состава при облучении их пучком альфачастиц определенной энергии и интенсивности, а также экспериментальные данные прецизионных измерений выхода нейтронов на толстых мишенях Be, BeO, BN, C, UC, UO<sub>2</sub>, Mg, AI, Si, Fe. Измерения перекрывают диапазон энергий альфа частиц от 3,6 до 10 МэВ. Погрешность измерений в большинстве случаев менее 2 %.

б) сравнение расчетных данных с результатами измерений спектров нейтронов из толстых однородных мишеней легких элементов (B, C, O, Mg, F, Al, Si, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> и SiO<sub>2</sub>) при облучении их пучком альфа-частиц с энергиями в диапазоне от 4 до 5.5 Мэв.

в) сравнение расчетных данных с результатами измерений по выходу и спектру нейтронов из химических соединений и смесей актинидов и легких элементов.



#### 1) Водные растворы плутония

Для измерения выходов нейтронов в (α,n)-реакциях на изотопах кислорода <sup>17</sup>О и <sup>18</sup>О было приготовлено четыре источника нейтронов, представляющие собой растворы препаратов плутония в воде с различной концентрацией <sup>18</sup>О и <sup>17</sup>О, помещенные в кварцевые ампулы.

Результаты измерений выходов нейтронов в источниках на основе (α,n)-реакций на изотопах кислорода <sup>17</sup>О и <sup>18</sup>О в сравнении с расчетами по программе NEDIS-2.0

ОБРАЗЕЦ	НЕЙТРОН/С		РАСХОЖДЕНИЕ %
	Эксперимент	NEDIS-2.0	NEDIS- Эксп.
<sup>239</sup> Pu(№1)	$(210\pm8)*10^{1}$	201*101	-4.3
<sup>238</sup> Pu(№2)	885±33	858	-3.1
<sup>238</sup> Pu(№3)	144.2±5.4	137	-5.0
<sup>238</sup> Pu(№4)	$(373\pm13)*10^2$	369*10 <sup>2</sup>	-1.0



Результаты измерений выхода нейтронов из фторидов и результаты расчетов по программе NEDIS2.0

	UF <sub>6</sub>		$UO_2F_2$		
	Эксперимент	NEDIS2.0	Эксперимент	Эксперимент NEDIS2.	
				F	F+O
Удельный выход F(a,n)-нейтронов, нейтр./c/r( <sup>234</sup> U)	513.6±20.1	517.6	223.6±12.1(1) 172.8±9.3(2)	216.9(1) 165.6(2)	219.2(1) 169.1(2)
Удельный выход F(a,n)-нейтронов, нейтр./c/кг( <sup>238</sup> U)	11.6±3.5	10.83	4.74±0.29(1) 3.69±0.20(2)	4.542(1) 3.463(2)	4.601(1) 3.55(2)
SF, металл, нейтр./с/кг( <sup>238</sup> U)	13.7±0.3	13.55	-	-	-

• Примечание: (1)-сухой уранилфторид; (2)-влажный уранилфторид(UO<sub>2</sub>F<sub>2</sub>:2H<sub>2</sub>O),отношение концентраций ядер H:U=4.

С учетом вклада (α,n)-нейтронов на кислороде расхождение расчетов с экспериментом для сухого и влажного уранилфторида урана-234 и урана-238 менее 4%.



Полный (sf+α,n) выход нейтронов был измерен от 3 образцов боросиликатного стекла с растворенным в нем диоксидом плутония (содержание <sup>238</sup>Pu в плутонии ~90%) различной массы. Результаты измерений выходов нейтронов в сравнении с расчетами по программам NEDIS-2.0 и ORIGEN-S представлены в таблице.

ОБРАЗЕЦ	МАССА ПЛУТОНИ	НЕЙТРОН/С		РАСХОЖДЕНИЕ %		
	Я-238 (МГ)	Эксперим.	ORIGEN- S	NEDIS-2.0	ORIGEN-S- Эксп	NEDIS- Эксп.
<sup>238</sup> Pu(№1)	10.8	4810	5571	5682	16	18
<sup>238</sup> Pu(№2)	1.03	473	532	542	12	14
<sup>238</sup> Pu(№3)	0.364	170	188	192	11	13

Но если предположить, что диаметр микрочастиц диоксида плутония ~ 1.5 мк, то расчет NEDIS (4970, 474, 168) согласуется с измерениями в пределах 3%.



На рисунке представлены результаты расчетов спектров нейтронов для образца стекла с плутонием <sup>238</sup>Pu(№1), выполненные по программам NEDIS-2.0(с учетом размеров частиц диоксида)(1) и ORIGEN-S(2)



Можно отметить удовлетворительное согласие расчетных спектров



На рисунке представлены результаты сравнения расчетного спектра <sup>227</sup>Ac-<sup>13</sup>C(α,n)нейтронов с данными эксперимента



1 - расчет по программе NEDIS-2.0; 2 - измерения



Спектры нейтронов <sup>244</sup>Cm-<sup>13</sup>C источника



1 - расчет по программе NEDIS-2.0; 2 - измерения, 3 - спектр нейтронов спонтанного деления <sup>244</sup>Cm.



Результаты сравнения расчетного спектра <sup>210</sup>Po-<sup>13</sup>C(α,n)-нейтронов с данными эксперимента



Г.Н. Власкин, Ю.С. Хомяков, В.И. Буланенко



- Разработанная программа позволяет прогнозировать уровень интенсивности и спектр нейтронного излучения разнообразных радиоактивных продуктов ядерного топливного цикла с приемлемой для практических задач точностью. В программе собраны все необходимые ядерно-физические данные для расчета уровня нейтронного излучения за счет (α,n) реакции и спонтанного деления.
- В перечень возможных задач, которые можно решать с использованием программы NEDIS-2.0 входят: 1) анализ радиационной безопасности при обращении со свежим и отработавшим ядерным топливом на основе урана и на основе смешанного уранплутониевого топлива (оксиды, карбиды, силициды и др.); 2) разработка дистанционных нейтронных методов контроля содержания радиоактивных нуклидов в технологических продуктах изготовления и переработки ядерного топлива; 3) прогнозирование дозиметрической обстановки при обращении и долговременном хранении оружейного, реакторного плутония и отходов; 4) разработка изотопных нейтронных источников с заданными свойствами.



#### Г.Н. Власкин, Ю.С. Хомяков

ИТЦП «ПРОРЫВ», г. Москва

Приведено общее описание программы BREIN для расчета спектров фотонов, образующихся в процессе торможения бета-частиц, электронов и позитронов в бесконечной (по сравнению с пробегом) заданной среде. Проведено тестирование программы с использованием спектров из базы данных для тормозного излучения бета-частиц для диоксида урана и воды из комплекса программ и данных SCALE-4.4a, и с результатами, полученными по упрощенным аналитическим методикам расчета радиационного выхода на основе экспериментальных данных, а также путем сравнения с доступными расчетными данными из литературных источников.

Существует два типа тормозного излучения – внутреннее, возникающее в результате взаимодействия бета-частицы и материнского ядра, обусловленное изменением электрического момента ядра, когда заряд ядра при бета+ и бета- распаде или К-захвате изменяется на единицу и внешнее, представляющее результат взаимодействия бета-частицы с окружающими ядрами и электронами среды при прохождении и торможении через поглощающее вещество.

# Сечения генерации внешнего тормозного излучения органия органи



[1] Seltzer S.M. and M.J. Berger(1986) Bremsstrahlung energy spectra from electrons with kinetic energy 1 keV-10GeV incident on screened nuclei and orbital electrons of neutral atoms with z=1-100. At. Data Nucl.Data Tables 35,pp.345-418

ІРОРЫВ

# Сечения генерации внешнего тормозного излучения ОПРОРЫВ для позитронов

Сечения образования фотонов тормозного излучения для позитронов в области больших энергий почти такие же как для электронов и отличаются ( в меньшую сторону) в области промежуточных и малых энергий, и могут быть получены путем умножения сечений для электронов на коэффициент Fp(Z,u<sup>-</sup>), равный отношению радиационных тормозных способностей позитронов и электронов, который был рассчитан в работе [4]. В программе BREIN используется следующая аналитическая аппроксимация, полученная в работе [5] данных Kim et al. (1986) [4].

 $Fp(Z,u) = 1 - exp(-1.2359 \times 10^{-1} t + 6.1274 \times 10^{-2} t^2 - 3.1516 \times 10^{-2} t^3)$ 

+ 7.7446 ×  $10^{-3}$  t<sup>4</sup> - 1.0595 ×  $10^{-3}$  t<sup>5</sup> + 7.0568 ×  $10^{-5}$  t<sup>6</sup> - 1.8080 ×  $10^{-6}$  t<sup>7</sup>),

где t =  $\ln(1 + 10^6/Z^2 u/mec^2)$ 

Представленное выражение воспроизводит табулированные значения Fp(Z,u) из работы [4] с точностью 0,5%.



В программе BREIN используются современные систематизированные данные по полной тормозной способности электронов и позитронов из работ [6,7], где полные тормозные способности для электронов и позитронов различаются незначительно в области малых энергий (менее 100 кэВ).

Тормозная способность различных композиционных смесей и соединений определяется по правилу аддитивности Брегга и Климана.

ICRU Report 37. Stopping Power for electrons and Positrons(1984). Тормозная способность электронов и позитронов. Доклад 37 МКРЕ: Пер. с англ./Под ред. И.Б. Кеирим-Маркуса. М.: Энергоатомиздат.1987.

Berger, M.J., J.S. Coursey, V.A. Zucker, and J. Change. "Stopping-Power and Range Tables for Electrons, Protons, and Helium Ions". ESTAR, PSTAR, and ASTAR databases. Washington, DC: National Institute of Standards and Technology. <u>http://physics.nist.gov/PhysRefData/Star/Text/contents.html</u> (February 14, 2006).)

# Расчет интенсивности и спектра фотонов внешнего тормозного излучения



Для расчета числа n(T,k) испускаемых фотонов с энергией k, при полном торможении электронов с начальной энергией T в толстой одноэлементной мишени используется формула Бете и Гайтлера.

$$n(T,k) = N \int_{k}^{T} \left( \frac{\sigma(E,k)}{\left( -dE / dx \right)} dE \right)$$

где σ(E,k) — сечение генерации фотонов (ВнеТИ) с энергией k для электронов с энергией E, N число атомов элемента в единице объема мишени, (-dE/dx) — потеря энергии электрона на единицу длины или тормозная способность.

В программе спектр фотонов тормозного излучения рассчитывали в приближении непрерывного замедления электронов в бесконечной среде (модель толстой мишени по сравнению с пробегом электронов) для моноэнергетических электронов с начальной энергией *E*<sub>0</sub>, тормозящихся в однородном материале, состоящем из нескольких химических элементов по формуле:

$$\frac{dn(E_0, E_{\gamma})}{dE_{\gamma}} = I(E_0) \sum_{j} \int_{E_{\gamma}}^{E_0} \frac{N_j}{\sum_{i=\gamma}^{L} \frac{\partial \sigma_j}{\partial E_{\gamma}}(u, E_{\gamma})}{\sum_{i=\gamma}^{L} S_i(u) \cdot \rho_i} du$$
# Расчет интенсивности и спектра фотонов внешнего тормозного излучения



Для расчета спектра фотонов тормозного излучения электронов непрерывного спектра с максимальной энергией Е<sub>βmax</sub>, использовалось следующее выражение (удобное для программирования):

$$\frac{dn(E_{\gamma})}{dE_{\gamma}} = \sum_{j} \int_{E_{\gamma}}^{E_{\beta \max}} \frac{N_{j}}{\sum_{i}} \frac{\frac{\partial \sigma_{j}}{\partial E_{y}}(u, E_{y})}{\sum_{i}^{L} S_{i}(u) \cdot \rho_{i}} r(u) du$$

$$r(u) = \int_{u}^{E_{\beta \max}} \overline{\varpi}(x) dx$$

где ώ(x)dx — число электронов, испускаемых в интервале энергий (x,x+dx) единицей объема материала, E<sub>βmax</sub> — максимальная граничная энергия спектра электронов, полученная методом интегрирования по частям выражения.

## Сравнение расчетов внешнего тормозного излучения ОПРОРЫВ

Проведено сравнение наших расчетных групповых спектров ВнеТИ образующихся фотонов при торможении бета-частиц Ра234m, Sr-90 и Y-90 в диоксиде урана с данными из библиотеки комплекса программ SCALE4.a. Данные содержащиеся в библиотеке SCALE4.4a для тормозного излучения бета-частиц, возникающих в тормозящей среде (только диоксид урана и вода) при распаде радиоактивных нуклидов (бета-излучателей) получены по программе, разработанной в работе (1973г) с использованием расчетных спектров бета-частиц из работы (1971г), спектры представлены в групповом энергетическом разбиении. Вклад внутреннего тормозного излучения не учитывался.

### Спектр фотонов тормозного излучения, образующийся в диоксиде урана при бета-распаде Pa234m



3 - расчетный спектр в единицах фотон/МэВ

**ІРОРЫВ** 

# Спектр фотонов тормозного излучения, образующийся в диоксиде урана при распаде Sr-90





1- групповой расчетный спектр тормозного излучения стронция-90 по программе BREIN; 2 - групповой спектр из SCALE,

# Спектр фотонов тормозного излучения, образующийся в диоксиде урана при распаде Y-90





1- групповой спектр тормозного излучения итрия-90 из SCALE, 2 - групповой расчет по программе BREIN; 3 - расчетный (BREIN) спектр в единицах фотон/МэВ.

Книпп и Уленбек и независимо от них Блох предложили метод (КУБ) расчета ВТИ, в котором вероятность испускания фотона с энергией от k до k+dk на один β-распад для разрешенных переходов может быть записана как

$$S(k) = \int_{1+k}^{W_0} dW_e P(W_e) \Phi(W_e, k)$$

где W<sub>0</sub> — граничная энергия бета-спектра, P(We) — вероятность испускания ядром β-частицы с энергией в интервале W<sub>e</sub>,W<sub>e</sub> +dW<sub>e</sub> (β-спектр). Функция Φ(W<sub>e</sub>,k) представляет собой вероятность того, что электрон, рожденный в ядре с энергией W<sub>e</sub>, испустит фотон энергии k. Функция Φ(W<sub>e</sub>,k), имеет следующий аналитический вид:

$$\Phi(W_{e},k) = \frac{\alpha p}{\pi p_{e}k} \{ \frac{W_{e}^{2} + W^{2}}{W_{e}p} \ln(W+p) - 2 \}$$

Здесь  $W_e$  и W,  $p_e$  и p — энергия и импульс электрона до и после испускания фотона энергии k, W=  $W_e$ -k, p<sup>2</sup>=W-1,  $p_e^2$ =  $W_e^2$ -1 (все величины в единицах mc<sup>2</sup>).

$$(W_0 = E_{max}/mc^2 + 1, k = E_y/mc^2, W_e = E_e/mc^2 + 1)$$

ПРОРЫВ

### Спектр ВТИ, сопровождающего β-распад <sup>32</sup>Р





Энергия фотонов

1 - кривая, рассчитанная по теории КУБ с учетом кулоновских поправок;

точки – эксперимент (IB/β-распад/mc<sup>2</sup>),

2 - кривая, расчет BREIN.





Экспериментальные результаты ( IB/β-распад/mc<sup>2</sup> ) и теоретические КУБ и др., — расчет BREIN.





Экспериментальные результаты (  $IB/\beta\mbox{-pacnad/mc}^2$  ) и теоретические КУБ и др. , — расчет BREIN .

### ΠΡΟΓΡΑΜΜΑ BREIN



- В программе имеется информация о спектрах электронов и позитронов в результате бета распада для ~300 нуклидов.
- Программа позволяет рассчитывать спектры тормозного излучения для любой химической композиции элементов от водорода до калифорния (Z = 1—98).

### НОВЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПАКЕТА ПРОГРАММ РОЗ-6.6/КАСКАД-С- 3.5/КАТРИН-3.0 ДЛЯ РЕШЕНИЯ УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА В 1D/2D/3D ГЕОМЕТРИЯХ В ЗАДАЧАХ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

А. М. Волощенко, А. А. Руссков
ИПМ им. М. В. Келдыша РАН, Москва
volosch@kiam.ru, russkov@inbox.ru

### План презентации

- 1. Состав пакета программ РОЗ-6.6/КАСКАД-С-3.5/КАТРИН-3.0.
- 2.Выполненная модернизация численных алгоритмов и программ пакета.
- 3.Численные результаты.
- 4. Направления дальнейшего развития пакета программ

РОЗ-6.6/КАСКАД-С-3.5/КАТРИН- 3.0.

#### Состав пакета программ РОЗ-6.6/КАСКАД-С-3.5/КАТРИН-3.0

- 1. 64-bit параллельная версия 3D S<sub>N</sub> программа КАТРИН-3.0 (x, y, z и r, 9, z геометрии).
- 2. 64-bit параллельная версия 2D S<sub>N</sub> программы КАСКАД-С-3.5 (*x*,*z*, *r*,*z* и *r*, *9* геометрии).
- 3. 1D S<sub>N</sub> программа РОЗ-6.6 (плоская, сферическая и цилиндрическая геометрии).
- 4. ARVES-2.5 константный препроцессор (интерфейс формат ANISN → формат FMAC-M).
- 5. MIXERM утилита, подготавливающая смеси из проблемно-ориентированных библиотек BUGLE-96, BGL440, BGL1000, BGL1000\_B7, CASK в формате ANISN с удобным пользовательским интерфейсом, близким к используемому в CONSYST.
- СЕРХЅ-ВFР адаптированная версия программы CEPXS (Sandia Lab.) подготовки групповых сечений для расчета электронно-фотонного каскада S<sub>N</sub> методом в рамках уравнения Больцмана-Фоккера-Планка.
- САДКО-2.4 программа подготовки групповых сечений для расчета переноса адронного каскада S<sub>N</sub> методом с явным учетом члена непрерывного замедления.
- 8. ROZ6F, KASF и KATRIF постпроцессоры для программ РОЗ-6.6, КАСКАД-С и КАТРИН
- ConDat и ConSource программы, осуществляющий конвертацию комбинаторного задания геометрии и источника в формате программы MCU на сетку задачи методом трейсинга с поддержанием локального баланса массы исходных материалов/нейтронов источника.
- MCU Viewer 2D визуализатор 3D комбинаторной геометрии задачи, заданной в формате программы MCU.
- 11. Скрипт Maplook для программы SURFER 2D визуализатор геометрии на сетке задачи.

#### Выполненная модернизации численных алгоритмов и программ пакета

- 1. В программе КАТРИН-3.0 для случая x, y, z и r, 9, z геометрий реализованы нодальные LD (Linear Discontinuous) и LB (Linear Best) схемы 3-его и 4-ого порядка точности.
- 2. В программах КАТРИН-3.0 для x, y, z и r, 9, z геометрий и КАСКАД-С-3.5 для x, z, r, z и r, 9 геометрий для случая нодальных схем реализован упрощенный вариант KP<sub>1</sub> схемы ускорения внутренних и внешних итераций (по области термализации и при решении подкритической задачи).
- В программе РОЗ-6.6 реализована согласованная с семейством нодальных WLB-WLD схем КР<sub>1</sub> схема ускорения внешних итераций (по области термализации и при решении подкритической задачи).
- 4. В программах КАСКАД-С-3.5 и КАТРИН-3.0 реализован алгоритм построения квадратур Лебедева на сфере, обладающих симметрией группы диэдра, которые не содержат узлов при  $\varphi = 0, \pi/2, \pi, 3\pi/2$ , на полюсах  $\theta = \pm \pi/2$  и экваторе  $\theta = 0$  сферы.
- Модернизирован конвертер CONDAT использует геометрический модуль программы MCU с расширенной иерархией геометрических объектов, позволяющий задавать более сложную геометрию задачи.
- 6. В программе CEPXS-BFP расширен допустимый диапазон энергий электронов и фотонов: с 1.0 КэB<E<100 МэВ до 0.1 КэB<E<500 МэВ.
- 7. В программе САДКО-2.4 обновлены алгоритм подготовки сечений и пользовательский интерфейс (добавлена возможность использования библиотек сечений из SCALE-6.1).

## WLB-WLD схема 2-4-ого порядка точности для уравнения переноса в *x*, *y*, *z* геометрии

В x, y, z геометрии уравнение переноса имеет вид:

$$\xi \frac{\partial \psi}{\partial x} + \eta \frac{\partial \psi}{\partial y} + \mu \frac{\partial \psi}{\partial z} + \sigma \psi(x, y, z; \theta, \varphi) = S(x, y, z; \theta, \varphi),$$
  
$$x_{left} \le x \le x_{right}, \quad y_{front} \le y \le y_{back}, \quad z_{bot} \le z \le z_{top},$$
(1)

где ξ η и μ - направляющие косинусы единичного вектора Ω направления скорости частицы:

$$\xi = (\vec{\Omega}\vec{n}_x) = \sqrt{1 - \mu^2} \cos\varphi, \quad \eta = (\vec{\Omega}\vec{n}_y) = \sqrt{1 - \mu^2} \sin\varphi, \quad \mu = (\vec{\Omega}\vec{n}_z) = \cos\theta, \quad (2)$$

который изменяется в тех же пределах, что и в случае  $r, \vartheta, z$  геометрии:  $-1 \le \xi, \eta, \mu \le 1$ ,  $0 \le \varphi \le 2\pi$ .

Уравнения баланса нулевого и первого порядка получаются путем интегрирования уравнение (1) по разностной ячейке  $[x_{i-1/2}, x_{i+1/2}] \times [y_{j-1/2}, y_{j+1/2}] \times [z_{k-1/2}, z_{k+1/2}]$  с весами 1,  $2(x - x_i) / \Delta x$ ,  $2(y - y_k) / \Delta y$  и  $2(z - z_k) / \Delta z$ :  $|\xi| \Delta y \Delta z (\psi_R - \psi_L) + |\eta| \Delta x \Delta z (\psi_P - \psi_F) + |\mu| \Delta x \Delta y (\psi_T - \psi_B) + \sigma V \psi = VS$ ,  $\xi \Delta x \Delta y \Delta z [(\psi_R + \psi_L) / 2 - \psi] + |\eta| v_x^1 \Delta z (\psi_P^x - \psi_F^x) + |\mu| v_x^1 \Delta y (\psi_T^x - \psi_B^x) + \sigma V^x \psi^x = V^x S^x$ ,  $|\xi| v_y^1 \Delta z (\psi_R^y - \psi_L^y) + \eta \Delta x \Delta y \Delta z [(\psi_P + \psi_F) / 2 - \psi] + |\mu| v_y^1 \Delta x (\psi_T^y - \psi_B^y) + \sigma V^y \psi^y = V^y S^y$ ,

$$\left|\xi\right|v_z^1 \Delta y(\psi_R^z - \psi_L^z) + \left|\eta\right|v_z^1 \Delta x(\psi_P^z - \psi_F^z) + \mu \Delta x \Delta y \Delta z \left[(\psi_T + \psi_B)/2 - \psi\right] + \sigma V^z \psi^z = V^z S^z.$$
(6)

Здесь  $\psi$ , S - среднее значение потока и источника в ячейке;  $\psi'$  и S', t = x, y, z - первые пространственные моменты по переменным x, y и z.

(3)

(4)

(5)

WLB-WLD схема получается добавлением к уравнениям баланса нулевого и первого порядка (3), (4), (5) и (6) следующих девяти дополнительных уравнений:

$$\psi_{R} = (1 - P_{x})\psi + (P_{x} + Q_{x})s_{x}\psi^{x} + P_{x}\psi_{L}, \qquad (7)$$

$$\psi_{P} = (1 - P_{y})\psi + (P_{y} + Q_{y})s_{y}\psi^{y} + P_{y}\psi_{F}, \qquad (8)$$

$$\psi_{T} = (1 - P_{z})\psi + (P_{z} + Q_{z})s_{z}\psi^{z} + P_{z}\psi_{B}, \qquad (9)$$

$$\begin{split} \Psi_{R}^{y} &= \Psi^{y} + T_{R,x}^{y} s_{x} s_{y} \Psi^{x} + T_{R,z}^{y} s_{y} s_{z} \Psi^{z}, \quad \Psi_{R}^{z} = \Psi^{z} + T_{R,x}^{z} s_{x} s_{z} \Psi^{x} + T_{R,y}^{z} s_{y} s_{z} \Psi^{y}, \\ \Psi_{P}^{x} &= \Psi^{x} + T_{P,y}^{x} s_{x} s_{y} \Psi^{y} + T_{P,z}^{x} s_{x} s_{z} \Psi^{z}, \quad \Psi_{P}^{z} = \Psi^{z} + T_{P,x}^{z} s_{x} s_{z} \Psi^{x} + T_{P,y}^{z} s_{y} s_{z} \Psi^{y}, \\ \Psi_{T}^{x} &= \Psi^{x} + T_{T,y}^{x} s_{x} s_{y} \Psi^{y} + T_{T,z}^{x} s_{x} s_{z} \Psi^{z}, \quad \Psi_{T}^{y} = \Psi^{y} + T_{T,x}^{y} s_{x} s_{y} \Psi^{x} + T_{T,z}^{y} s_{y} s_{z} \Psi^{z}, \end{split}$$
(10)

$$s_x = sign(\xi), \ s_y = sign(\eta), \ s_z = sign(\mu).$$
 (11)

с весовыми коэффициентами  $P_t$  и  $Q_t$ , t = x, y, z, меняющимися в пределах:

$$0 \le P_t \le 1, Q_t = 1$$
 или  $P_t = 0, 1/3 \le Q_t < \infty, \quad t = x, y, z.$  (12)

Случай  $P_t = Q_t = 1$ ,  $T_t = 0$ , t = x, y, z отвечает LB схеме 4-ого порядка точности; случай  $P_t = 0$ ,  $Q_t = 1$ ,  $T_t = 0$ , t = x, y, z отвечает LD схеме 3-его порядка точности.

#### Построение *КР*<sub>1</sub> схемы ускорения внутренних итераций в *x*, *y*, *z* геометрии

Для ускорения сходимости внутренних итераций в *КР*<sub>1</sub> схеме используются линейные поправки к нулевому и первым угловым моментам решения следующего вида:

$$\begin{split} \Psi^{\alpha,n+1} = \Psi^{\alpha,n+1/2} + \frac{1}{4\pi} \Big( f^{\alpha,0} + 3\xi f^{\alpha,x} + 3\eta f^{\alpha,y} + 3\mu f^{\alpha,z} \Big), \quad \alpha = 0, x, y, z \\ \Psi^{\beta,n+1}_{i\pm 1/2} = \Psi^{\beta,n+1/2}_{i\pm 1/2} + \frac{1}{4\pi} \Big( f^{\beta,0}_{i\pm 1/2} + 3\xi f^{\beta,x}_{i\pm 1/2} \Big), \quad \beta = 0, y, z \end{split}$$

$$\Psi_{j\pm 1/2}^{\beta,n+1} = \Psi_{j\pm 1/2}^{\beta,n+1/2} + \frac{1}{4\pi} \left( f_{j\pm 1/2}^{\beta,0} + 3\eta f_{j\pm 1/2}^{\beta,y} \right), \quad \beta = 0, x, z$$

$$\Psi_{k\pm 1/2}^{\beta,n+1} = \Psi_{k\pm 1/2}^{\beta,n+1/2} + \frac{1}{4\pi} \left( f_{k\pm 1/2}^{\beta,0} + 3\mu f_{k\pm 1/2}^{\beta,z} \right), \quad \beta = 0, x, y.$$
(13)

Для получения системы уравнений для определения ускоряющих поправок  $f^0$ ,  $f^x$ ,  $f^y$  и  $f^z$  воспользуемся процедурой, близкой к "4-step" процедуре Ларсена. Прежде всего, подействуем на уравнения баланса (1.11.3) операторами проектирования  $\hat{L}_0$ ,  $\hat{L}_y$ ,  $\hat{L}_y$  и  $\hat{L}_z$ :

$$\hat{L}_{0} \Psi = \sum_{l,m} w_{l,m} \Psi_{i,j,k,l,m}, \quad \hat{L}_{x} \Psi = \sum_{l,m} w_{l,m} \xi_{l,m} \Psi_{i,j,k,l,m}, \quad \hat{L}_{y} \Psi = \sum_{l,m} w_{l,m} \eta_{l,m} \Psi_{i,j,k,l,m}, \quad \hat{L}_{z} \Psi = \sum_{l,m} w_{l,m} \mu_{l} \Psi_{i,j,k,l,m}, \quad (14)$$

где интегрирование производится по восьми октантам. Получится система из 16 балансных уравнений для поправок, в которую входит 34 неизвестных величин:  $f_{i,j,k}^{\alpha,0} f_{i,j,k}^{\alpha,x} f_{i,j,k}^{\alpha,y} f_{i,j,k}^{\alpha,z}$   $\alpha = 0, x, y, z; f_{i\pm 1/2,j,k}^{\beta,0}, f_{i\pm 1/2,j,k}^{\beta,x}, \beta = 0, y, z; f_{i,j\pm 1/2,k}^{\beta,0}, f_{i,j\pm 1/2,k}^{\beta,y}, \beta = 0, x, z; f_{i,j,k\pm 1/2}^{\beta,0}, f_{i,j,k\pm 1/2}^{\beta,z}, \beta = 0, x, y.$ Для ее замыкания к ней необходимо добавить 18 дополнительных уравнения, а также граничные условия. 6 дополнительных уравнений получаются применением операторов  $\hat{L}_0$  и  $\hat{L}_x$  к дополнительному уравнению (7), операторов  $\hat{L}_0$  и  $\hat{L}_y$  к уравнению (8) и операторов  $\hat{L}_0$  и  $\hat{L}_z$  к уравнению (9). Остальные 12 – применением этих операторов к дополнительным уравнениям (10).

Упрощенный вариант *КР*<sub>1</sub> схемы для нодальных схем предполагает использование поправок только для нулевых пространственных моментов. В этом случае достаточно

использовать 4 балансных уравнения и 6 дополнительных уравнений, которые для случая LD схемы получаются применением операторов проектирования к дополнительным уравнениям:

$$\Psi^{n+1/2} = a^{n+1/2} \Psi_{i+1/2}^{n+1/2} + (1 - a^{n+1/2}) \Psi_{i-1/2}^{n+1/2}, \qquad a = \begin{cases} 1, \ \xi > 0 \\ 0, \ \xi < 0 \end{cases}$$

$$\Psi^{n+1/2} = b^{n+1/2} \Psi_{j+1/2}^{n+1/2} + (1 - b^{n+1/2}) \Psi_{j-1/2}^{n+1/2}, \qquad b = \begin{cases} 1, \ \eta > 0 \\ 0, \ \eta < 0 \end{cases}$$

$$\Psi^{n+1/2} = c^{n+1/2} \Psi_{k+1/2}^{n+1/2} + (1 - c^{n+1/2}) \Psi_{k-1/2}^{n+1/2}, \qquad c = \begin{cases} 1, \ \mu > 0 \\ 0, \ \mu < 0 \end{cases}$$

$$(15)$$

Эти уравнения идентичны, получаемым для случая Step схемы.

#### Численные результаты использования AWDD и AWLB-WLD схем в 2D и 3D геометриях

Приведем результаты (см. Рис. 2), показывающие скорость сходимости  $k_{eff}$  в зависимости от выбора пространственной сетки и разностной схемы при фиксированной квадратуре  $ES_8$  для 2-х зонной задачи (Alcouff, 2003) в r,z геометрии, изображенной на Рис. 1, и ее аналога в x,z геометрии. В случае x, z геометрии на левой границе расчетной области использовалось условие зеркального отражения. Данная задача решалась с квадратурой  $ES_8$  и использованием равномерной пространственной сетки из 10, 20, 40, 80 и 160 интервалов по каждой из переменных. В качестве точного использовалось значение  $k_{eff}$ , рассчитанное по LB схеме на сетке из  $320 \times 320$  интервалов с точностью сходимости итераций  $10^{-10}$ .



Рис. 1. Модельная задача в r, z геометрии (Alcouff, 2003). Указаны сечение поглощения  $\sigma_a$ , полное сечение  $\sigma_t$ , сечение рассеяния  $\sigma_s$ ,  $v\sigma_f$  по зонам.



Рис. 2. Пространственная компонента ошибки в расчете  $k_{eff}$  при расчете модельной задачи (см. Рис. 1) в x, z и r, z геометриях с фиксированной квадратурой  $ES_8$ .



Рис. 3. Пространственная компонента ошибки в расчете  $k_{eff}$  при расчете модельной задачи (см. Рис. 1) в x, y, z и r,  $\vartheta$ , z геометриях с фиксированной квадратурой  $ES_8$ .

## Представим результаты использования *КР*<sub>1</sub> схемы для расчета двух тестовых задач в *r*, *z* геометрии.



Рис. 4. Тестовая задача EIR-2 (Khalil, 1985) в x, y геометрии.



Рис. 5. Железо-водная композиция (Khalil, 1985) в x, y геометрии.

Таблица 1. Число внутренних итераций и расчетные времена (мин.) при решении Задач 1-2 в *r*, *z* геометрии с точностью сходимости итераций 10<sup>-4</sup>.

Задача	Пространственная	Схема	Разностная схема				
	сетка	ускорения	Step	DD	AWDD	LD	LB
Задача 1	54×46	KP <sub>1</sub>	6	11	11	25	25
EIR-2, $S_8P_0$		без ускорения	126	140	142	168	168
	108×92	KP <sub>1</sub>	6	9	9	14	15
		расч. время	8.4E-3	1.1E-2	1.6E-2	2.3E-2	2.47E-2
		без ускорения	139	166	163	164	163
		расч. время	7.3E-2	8.3E-2	1.1E-1	1.7E-1	1.8E-1
Задача 2	40×40	KP <sub>1</sub>	5	11	10	23	20
Fe-H <sub>2</sub> O		расч. время	5.7E-4	1.1E-3	1.4E-3	4.2E-3	3.8E-3
композиция, $S_6P_1$		без ускорения	829	1534	1115	1150	1151
		расч. время	5.7E-2	9.9E-2	9.8E-2	1.6E-1	1.6E-1

Волощенко А.М. и др.

Таблица 2. Число внутренних итераций и расчетные времена (мин.) при решении Задач 1-2 в *x*, *y*, *z* геометрии с точностью сходимости итераций 10<sup>-4</sup>.

Задача	Пространственная	Схема	Разностная схема				
	сетка	ускорения	Step	DD	AWDD	LD	LB
		KP <sub>1</sub>	5	14	16	14	15
Задача 1	108×92×112	расч. время	11"	32''	47''	1'25''	1′29′′
EIR-2, $S_8P_0$	100-92-112	без ускорения	148	201	170	172	172
		расч. время	1'48''	2'31''	3'17''	12'16''	12'10''
Задача 2	$P_1$ 40×40×40	KP <sub>1</sub>	7	19	16	25	22
Fe-H <sub>2</sub> O		расч. время	1"	2''	2"	8″	7''
композиция, S <sub>6</sub> P <sub>1</sub>		без ускорения	937	2264	1326	1329	1330
		расч. время	50''	2'6''	2'8''	5'	5'

## Анализ эффективности и качества квадратур Лебедева в сравнении со стандартными квадратурами на сфере (ES<sub>n</sub> квадратура Карлсона)



Рисунок 6. Узлы квадратурной формулы Лебедева  $L_{12,2}$  порядка n = 23, расположенные в секторе симметрии  $\pi/2$  (полное число узлов 240).



Рисунок 7. Узлы квадратурной формулы для квадратуры Карлсона  $ES_{16}$ , расположенные в секторе симметрии  $\pi/2$  (полное число узлов 288).



Рисунок 8. Зависимость средней квадратичной ошибки интегрирования многочленов  $x^s$ ,  $y^s$ ,  $z^s$  от степени многочлена *s* для квадратур  $ES_{16}$  и  $L_{12,2}$ .



Рисунок 9. Азимутальное распределение плотности потока нейтронов с энергией E>3.0 МэВ на внешней поверхности корпуса реактора BBЭP-1000, рассчитанное в  $P_3 ES_8$ ,  $P_3 ES_{16}$ ,  $P_3 S_8$ ,  $P_3 S_{16}$ ,  $L_{8,2}$ ,  $L_{16,2}$  и *G*- $T_{16}$  приближениях.

Таблица 3. Сравнение параметра точности и числа узлов для квадратурных формул Карлсона ( $ES_N$  и  $S_N$ ), Гаусса-Чебышева  $G - T_N$  и Лебедева  $L_{N,m}$  на сфере

	<i>ES</i> <sup>8</sup> и <i>S</i> <sup>8</sup>	<i>G</i> - <i>T</i> <sub>8</sub>	$L_{8,2}$	ES <sub>16</sub> и S <sub>16</sub>	<i>G</i> - <i>T</i> <sub>16</sub>	L <sub>16,2</sub>
Точность L	_	15	15	_	31	31
Число узлов	96	144	128	320	544	448

## Направления дальнейшего развития пакета программ РОЗ-6.6/КАСКАД-С-3.5/КАТРИН- 3.0.

1. Усовершенствование алгоритма ускорения внутренних и внешних итераций для нодальных схем в 2D и 3D геометриях.

2. Разработка и реализация в 1D, 2D и 3D геометриях алгоритма ускорения внешних итераций при решении задачи на собственное значение  $k_{eff}$ .

3. Обеспечение возможности одновременного ускорения внешних итераций по области термализации и по источнику деления:

а) при решении подкритической задачи с заданным внешним источником; б) при решении задачи на собственное значение  $k_{eff}$ .

4.Отработка алгоритма коррекции отрицательных потоков для нодальных схем в 2D и 3D геометриях.

5. Разработка версии программы КАТРИН, использующей гибрид интерфейсов MPI и OpenMP.

6.Отработка гибридной методики CADIS на базе программ КАТРИН и МСU.

## Влияние гетерогенного моделирования сборок борной защиты реактора БН на рассчитываемые функционалы

Грабежной В. А., Ломаков Г. Б., Попов Э. П., Тыклеева К. В.

### Борная защита. Гетерогенные эффекты.

В реакторе БН большой мощности борная защита в верхней части ТВС и боковые сборки борной защиты (СБЗ) обладают сильно выраженной гетерогенной структурой. Можно сделать предположение о значительном влиянии этой структуры на некоторые существенные характеристики прохождения излучения в реакторе.

В настоящем сообщении представлена расчётная оценка влияния учёта гетерогенной структуры борной защиты в реакторе БН большой мощности в аксиальном (вверху) и в радиальном направлениях на расчётный полный поток нейтронов, непосредственно связанный с существенными функционалами решения уравнения переноса. Также приводятся оценки влияния учёта гетерогенной структуры газовой полости в нижней части ТВС на поток и флюенс нейтронов. Получены аналогичные численные оценки по гетерогенности для реактора БН средней мощности.

Применялись библиотеки групповых констант БНАБ-93 БНАБ-РФ и национальная библиотека нейтронных данных РОСФОНД-2010 предназначенные для расчетов различных типов ядерных реакторов и радиационной защиты, также библиотека ENDF/B-VII. Расчётные коды: КАТРИН/КАСКАД и МСNP.

# Схема расчётов





Представление ТВС (верх) с защитой ПЭЛ В<sub>4</sub>С в расчётной модели ТВС для программы КАТРИН. Материалы: 17 – карбид бора; 18, 19 – сталь; 20 – натрий.





Сравнение расчётных спектров нейтронов за защитой, полученных по программе КАТРИН с гетерогенными и гомогенными представлениями ПЭЛ В4С.
# Гетерогенный эффект — отношение потоков нейтронов (Фгетер./Фгом.) над борной защитой ТВС

КАТРИН	MCNP			
БНАБ-93 БНАБ РФ	ENDF /B-VII РОСФОНД			
1.75 1.89	1.52 1.54			

### Гетерогенный эффект в натриевом бассейне над ТВС. Расчёт КАТРИН, МСNP

			МСNР(модель 1)		MCNP(модель 2)	
	БНАБ-93	БНАБ РФ	ENDF /B-\ РОСФОН	/II РОСФОН, Д	Д ENDF/B-VII	
отношение потоков	1.72	1.89	1.57	1.57	1.67	1.65
-"- E>0.1 MeV	1.49	1.69	1.45	1.48	1.35	1.43
отношение активации по Co59(n-γ)	1.87	2.05	1.92	1.81	2.42	2.03



Расчётная модель ТВС для программы MCNP (низ – газовая полость, коллектор, хвостовик). Показаны пустоты в стальных трубках, между ними – натрий.

### Гетерогенный эффект — отношение потоков нейтронов (Фгетр./Фгом.) ниже газовой полости, расчёт MCNP ENDF/B-VII.



Здесь гетерогенный эффект, т. е. результат расчёта с учётом прострелов нейтронов в твэльных трубках в газовой полости невелик. Однако для самых быстрых нейтронов он возрастает, т. е. возрастает флюенс на несменяемых конструкциях (коллектор).

### Гетерогенные эффекты для радиального направления. Расчёт 2D, S<sub>8</sub>, P<sub>5</sub> КАСКАД.



Расчётная модель активной зоны реактора БН большой мощности с экранами в Х-Угеометрии, гомогенная, упрощённая. На рисунке: СБЗ (7), АЗ (1, 2, 3, 4, 5) и ВРХ (1).



Сборка борной защиты (СБЗ). Расчётная модель в Х-Ү-геометрии для программы КАСКАД.



Гетерогенный эффект по отношению к суммарной плотности потока нейтронов в ВРХ и за внешними СБЗ реактора БН составил ~30%.

# Реактор типа БН средней мощности. Аксиальное направление, расчётная модель, МСNP. ПЭЛы В4С



Гетерогенный эффект по отношению к полному потоку нейтронов: выше ПЭЛ – 1,18; в натриевом бассейне – 1,19. Таким образом, учёт гетерогенной структуры борной защиты показал следующее:

учет гетерогенной структуры сборок с борной защитой дает заметное превышение основных проектных функционалов нейтронного потока по сравнению с расчетом аналогичных функционалов при гомогенном описании структуры сборок (более чем на 30% в радиальном направлении от центра активной зоны и до 60% в направлении вверх, соответственно, для активации стали по кобальту – более чем вдвое)
 использование российских библиотек файлов оцененных данных

(БНАБ, РОСФОНД) показывает коэффициенты расхожде- ния гетерогенных и гомогенных расчетов близкие с аналогичными расчетами при использовании библиотеки ENDF/B-VII;

– использование комплекса КАТРИН показывает несколько б'ольшие коэффициенты расхождения гетерогенных и гомогенных расчетов по сравнению с аналогичными расчетами по программе MCNP.

Для более точного расчета нейтронных потоков в несменяемой защите, находящейся за пределами области расположения сменяемых сборок, рекомендуется учитывать гетерогенную структуру сборок, содержащих карбид бора.

Современный статус комплекса программ прецизионного моделирования связанного переноса многокомпонентного излучения RTS&T. Результаты систематической верификации комплекса на основе базовых интегральных экспериментов

# И.И. Дегтярев<sup>1</sup>, Ф.Н. Новоскольцев<sup>1</sup>, О.А. Ляшенко<sup>1</sup>, Е.В. Алтухова<sup>1</sup>, Л.В. Морозова<sup>1</sup>

ФГБУ ГНЦ ИФВЭ НИЦ 'Курчатовский институт'<sup>1</sup>

10-я Юбилейная Российская научная конференция 'Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях', Обнинск, 23-25 сентября 2015 г.



### Аннотация

В докладе изложены алгоритмы моделирования связанного переноса излучения и дискретных актов электромагнитных и ядерных взаимодействий в диапазонах низких, промежуточных и высоких энергий, включенных в состав комплекса программ связанного переноса многокомпонентного излучения RTS&T-2014. Приведены выборочные результаты систематической верификации комплекса на основе базовых интегральных экспериментов и расчетов, произведенных в рамках основных зарубежных кодов аналогичного назначения: MCNP6, MCNPX2.7, GEANT4, MARS15.

### Введение

Разрабатываемый с 1996 г. в ГНЦ ИФВЭ программный комплекс общего назначения RTS&T (Radiation Transport Simulation & Transmutation of radioactive isotopes tool)<sup>a,b</sup> предназначен для совместного прецизионного статистического моделирования переноса многокомпонентного (γ, e<sup>±</sup>, N, N, π, K, Σ, Ξ, Ω, ионы и др. — всего 112 типов частиц и резонансов) излучения в гетерогенных пространственных системах произвольной степени сложности в широком диапазоне энергий в присутствии электромагнитных полей, а также для расчета ядерной трансмутации изотопов.

Tsukuba, Japan, May 1997; INDC(CCP)-426.



<sup>&</sup>lt;sup>a</sup> A.I. Blokhin, I.I. Degtyarev, A.E. Lokhovitskii, M.A. Maslov, and I.A. Yazynin. RTS&T Monte

Carlo Code (Facilities and Computation Methods), in Proceedings of the SARE-3 Workshop, KEK,

## Основные особенности кода RTS&T

- В области энергий нуклонов ниже верхних границ существующих оценок моделирование траекторий и дискретных взаимодействий основывается на прямом использовании информации файлов оцененных ядерных данных, представленных в формате ENDF-6, и не содержит дополнительных систематических ошибок, вносимых переработкой оригинальных оцененных данных в групповой или специализированный усеченный формат. Данный метод также позволяет осуществлять перенос ошибок данных в результаты вычислений по ковариациям параметров модели, определенным в константном файле.
- В области энергий, превышающих верхнюю границу существующих оценок, а также для тех типов частиц, для которых оцененные данные отсутствуют, моделирование дискретных актов ядерных взаимодействий осуществляется на основе современных программных реализаций моделей h(A)A-взаимодействий (адронных генераторов), построенных как на основе инклюзивного, так и эксклюзивного (DPMJET-III, LAQGSM, PSM, CEM, INCL, JQMD, JAM и др.) подходов с использованием рекомендованных МАГАТЭ наборов входных параметров моделей, содержащихся в базе данных RIPL.
- В коде реализован аналоговый и неаналоговый методы построения треакторий частиц. Используются стандартные методы уменьшения дисперсии функционалов поля излучения, а также специализированные методы расчета переноса излучения при моделировании процессов, сопровождающихся большой множественностью вторичных частиц. Универсальный геометрический модуль, построенный в рамках комбинаторной рекурсивной схемы, позволяет описывать, практически без упрощений, любые системы в гетерогенной пространственно-неоднородной геометрии.

### Система представления геометрии RTS&T

Описание конфигурации исследуемой системы осуществляется при помощи трех операций булевой алгебры над множеством пространственных геометрических примитивов: объединения, пересечения и вычитания.

Пусть система определяется множеством геометрических областей  $\{S_n\}, n = 1, 2, ..., N.$  Область  $S_{n_1}$  будет считаться вложенной в область  $S_{n_2}$  (т.е. ее подмножеством), если  $S_{n_1}$  полностью вложена в  $S_{n_2}$  и эти области различны:

 $S_{n_1} \in S_{n_2} = \vec{r}/\forall \vec{r} : (\vec{r} \in S_{n_1} \Rightarrow \vec{r} \in S_{n_2}) \land (\exists \vec{r} : (\vec{r} \in S_{n_2}) \land \vec{r} \notin S_{n_1}),$ 

где r = (x, y, z) — точка в декартовой системе координат. Область  $S_{n_1}$  определяется как дочерняя по отношению к материнской области  $S_{n_2}$ . Полагается, что свойство транзитивности не сохраняется и каждая область должна иметь только одну материнскую:

$$S_{n_1} \quad S_{n_2} \quad S_{n_3} \quad S_{n_1} / \quad S_{n_3}.$$



# Пакет процедур локализации границ пространственных областей

Традиционно используемые методы определения координат точки пересечения траектории частицы с поверхностью геометрической области можно разделить на две альтернативных категории. Первая из которых реализует итерационный (MARS) способ локализации границы области. Вторая категория методов, использующая точный способ (EGS5, GEANT 4.xx, FLUKA и др.) нахождения точки пересечения, основанный на аппарате аналитической геометрии, требует дополнительного определения формы каждого геометрического примитива как комбинации ограничивающих его поверхностей, как правило, не выше второго порядка (метод координатных поверхностей). Каждый из перечисленных способов локализации обладает рядом известных достоинств и недостатков. В комплексе RTS&T реализован синтетический метод локализации границы области, объединяющий оба подхода.

## RTS&T CAD - интерфейс

Программный RTS&T САО-интерфейс позволяет автоматически формировать файлы в формате DXF на основе конструкций языка описания геометрии с использованием разработанной графической библиотеки основных САD-объектов (типа текста, линии, дуги, окружности, 3D-поверхностей и т.д.). Библиотека поддерживает все необходимые свойства объектов: уровень, цвет, тип линии и т.д. и служит в качестве базиса для другой библиотеки специальных процедур, формирующих трехмерный DXF-образ каждого пространственного примитива. Визуальная модель сложной геометрии формируется комбинаторно на основе образов простых форм с использованием процедуры декодирования иерархического дерева с преобразованием координат каждого примитива в глобальную систему координат.

В состав комплекса включен пакет сервисных процедур, обеспечивающих формирование геометрии наиболее типичных макрообъектов, которые используются в прикладных задачах расчета ядерно-физических установок и детекторов элементарных частиц, дозиметрии и радиационной терапии, реакторостроения, атмосферной оптики и т.д. (например, типичные периодические структуры калориметров, реакторных ячеек, критических сборок, рекомендованные антропоморфные математические модели фантомов человеческого тела (MIRD, Оксье). Ниже приведены примеры визуализации каркасных и твердотельных моделей.



Рис.1: Пример визуализации каркасной 3D-модели математического фантома MIRD-2.



Рис.2: Пример визуализации твердотельной 3D-модели калориметра E391a (КЕК, Япония).



Рис.3: Пример визуализации трехмерной твердотельной модели ТВС ВВ3Р-440/В-230.



Рис.4: Пример визуализации трехмерной твердотельной модели 60-градусного сектора реактора BB3P-440/B-230.

### Моделирование траекторий частиц

В соответствии с классификацией работы<sup>1</sup> выделяют три основные вычислительные схемы построения траекторий частиц: индивидуальных (0 класс точности), катастрофических (I класс точности) и укрупненных (II класс точности) взаимодействий, а также их разнообразные комбинации.

В качестве <u>основного</u> метода построения траекторий частиц в комплексе RTS&T используется метод группировки взаимодействий<sup>2</sup>: процессы взаимодействия транспортируемых частиц подразделяются на две группы - с большой (катастрофические взаимодействия) и малой передачей импульса и моделируются раздельно. Процессы, сопровождающиеся большой передачей импульса, отнесены к группе дискретных процессов, группа процессов, сопровождающихся незначительными передачами импульса, сблокированы и моделируются усредненно в приближении непрерывных взаимодействий.

2

, 1978.

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>*M.J. Berger, Monte Carlo calculations of the penetrations and diffusion of fast charged particles, Methods* Comput. Phys., v.1, pp.135-215, 1963.

# Оценки математического ожидания функционалов

В комплексе используются следующие виды оценок математического ожидания линейных функционалов поля излучений:

- основные оценки: оценка по столкновениям (поглощениям, рассеяниям), по пересечениям, по пробегу, включая рандомизированные оценки по пробегу (для малых размеров детектирующих областей);
- локальные оценки.

Эффективный коэффициент размножения k<sub>eff</sub> критических систем рассчитывается как линейный функционал J асимптотического потока F (x):

$$k_{eff} = \int F(x)\nu\Sigma_f(x)dx = J, \ x = (\vec{r}, E, \vec{\Omega}).$$
(1)

Асимптотичность потока обеспечивается различными процедурами стабилизации числа нейтронов в пакете при переходе из поколения в поколение. При расчете k<sub>eff</sub> используются средние 2 и 3 основных оценок (по столкновениям, по поглощениям, по пробегам) или линейные комбинации коррелированных основных оценок, обеспечивающие минимальную дисперсию функционала<sup>3,4</sup>.

- <sup>3</sup> M. Halperin. Almost linearly-optimum: combination of unbiased estimates. Amer. Stat. Assn. J., 56:36-43, 1961.
- <sup>4</sup> В.Б.Полевой, Препринт ФЭИ-1322, 1982.

Для решения ряда прикладных задач радиационной и ядерной физики в ряде случаев требуется информация о характеристиках излучения в некоторых локальных областях фазового пространства  $x_m^* = (\vec{r}_m^*, \vec{\Omega}_m^*)$ .

$$\phi(\alpha) = \sum_{n=1}^{N} w_n^{(j)} \frac{P^{(j)}}{R_m^2} \cdot \underbrace{\frac{d^2 N}{dT d\Omega}}_{\uparrow\uparrow} \cdot \beta_j^{rel} \times \eta_\Omega \eta_T$$
(2)

 $w_n^{(j)}$  - статистический вес частицы в *n*-м событии,  $R_m^2 = |\vec{r}_m^* - \vec{r}_k|$  - расстояние от *n*-й точки взаимодействия до локального детектора *m*, размещенного в точке  $\vec{r}_m^*$ ,  $P^{(j)}$  - вероятность частицы типа *j* с энергией *T* пройти без взаимодействия путь  $R_m$  (т.е. *m* областей системы):

$$P^{(j)} = \begin{cases} \exp[-\sum_{i=1}^{m} \Sigma_{i} I_{i}], & \text{для нейтральных частиц} \\ \exp[-\sum_{i=1}^{m} \int_{T_{i}}^{T_{i-1}} \frac{\Sigma_{i}(T)}{\beta_{i}(T)} dT], & \text{для заряженных частиц} \end{cases},$$

 $I_i$  - длина отрезка луча в *i*-й области,  $T_i$  - кинетическая энергия частицы в конце *i*-й области системы,  $\beta_i(T)$  - тормозная способность вещества в *i* - области.

$$\eta_{\Omega} = \left\{ egin{array}{ccc} 1, & ec{\omega} \in \Delta ec{\Omega}_{n_m} \ 0, & {
m в} \ {
m противном} \ {
m случаe} \end{array} 
ight., \ \eta_{T} = \left\{ egin{array}{cccc} 1, & T_n \in \Delta T_{n_m}^{(j)} \ 0, & {
m в} \ {
m противном} \ {
m случаe} \end{array} 
ight..$$

Показателем качества алгоритма статистического моделирования является величина<sup>5</sup>

$$S = K \cdot tD\xi, \tag{3}$$

К — коэффициент сложности алгоритма, t — время, затрачиваемое на получение выборочного значения оценки ξ с дисперсией D. S имеет меньшее значение для более качественного алгоритма.

Способы повышения эффективности расчетов методом статистического моделирования подразделяются на два класса, приводящих, соответственно к

- уменьшению дисперсии D рассчитываемых функционалов: экспоненциальное преобразование, форсирование взаимодействий, расщепление-рулетка, весовое окно;
- ускорению процесса построения траекторий (уменьшение t): метод δ-рассеяния<sup>6</sup> (метод выравнивания полного сечения), методы построения фиктивных траекторий, приводящие к замене ветвящейся схемы каскада линейной.<sup>7</sup>
- E.R. Woodcock et al., Conference on the Applications of Computing Methods to Reactor Problems, ANL, Argonne, USA, 1965, ANL-7050.
- <sup>7</sup> A.V. Plyasheshnikov and K.V. Vorobjev, The Algorithm of the Calculation of Extreme High Energy Electromagnetic Cascade Parameters by the Monte Carlo Method, Proc. of 17-th ICRC, Paris, 1981, v.5, pp.206-209; A.M. Hillas, Shower Simulation: lessons from MACCA, Nucl. Phys.

### Типы выходных функционалов

В комплексе программ RTS&T реализован расчет следующих интегральных функционалов поля излучения:

- ллотности потока частиц каждого из транспортируемых типов; плотности неупругих
  - взаимодействий (звезд) адронов; эквивалентной дозы;
- средних длин траекторий частиц;
  - распределения числа частиц каждого типа по областям системы;

удельного и интегрального энерговыделения частиц каждого типа по областям системы;

- выходов частиц в реакциях, сопровождающихся множественным рождением; мгновенного радиационного разогрева среды относительно начальной температуры; значения
- эффективного коэффициента размножения (при наличии делящихся
- изотопов) системы и его производных;

распределения скоростей реакций;

распределения относительных коэффициентов чувствительности заданного

интегрального функционала С к относительным вариациям var  $\sigma_i = \frac{\delta \sigma_i}{\sigma_i}$  сечения і-й реакции;

функций чувствительности сцинтилляционных детекторов;

распределения концентраций смещенных под воздействием излучения атомов по областям системы (метод Линхарда, модель IOTA<sup>8</sup>).

<sup>8</sup>Broeders C.H.M., Konobeyev A.Yu., Voukelatou K. IOTA - a Code to Study Ion Transport and Radiation Damage in Composite Materials - FZKA, 2004.

В каждой геометрической области системы могут рассчитываться следующие дифференциальные характеристики поля излучения:

- одно-, дваждыдифференциальные распределения частиц;
- распределения множественностей частиц;
- распределения массовых и зарядовых чисел остаточных ядер;
- распределения множественности частиц различных фракций, образованных в неупругих взаимодействиях адронов и ядер с ядрами среды (дифракционной, квазиупругого рассеяния и перезарядки, каскадной, предравновесной, равновесной, бинарного деления);
- распределения средней энергии возбуждения и угловых моментов остаточных ядер, образованных по окончании различных стадий ядерной реакции;
- распределения парциальных коэффициентов неупругости К<sub>h1 h2</sub> в адронных реакциях;

Кроме перечисленных, в комплексе предусмотрена возможность дополнительного включения в расчет иных (определяемых пользователем) функционалов поля излучения.



Дискретные процессы взаимодействия фотонов с веществом



#### Таблица 1.

Особенности описания электромагнитных взаимодействий фотонов в комплексе RTS&T.

#### Методы моделирования переноса и дискретных $h(\gamma)A$ - и AA-взаимодействий



Дегтярев И.И. и др.

# Микроскопические (теоретические) модели рождения частиц

В комплексе RTS&T используется трехстадийная микроскопическая модель (h/ $\gamma$ /A)A - инициированных ядерных реакций, включающая прямую стадию реакции (с характерным ядерным временем  $\tau_0 \approx 10^{-23} - 10^{-22}$  с), стадии предравновесной эмиссии ( $\tau_0 \approx 10^{-18} - 10^{-16}$  с) и равновесного распада возбужденной ядерной системы, рассматриваемого в виде конкуренции процессов испарения и бинарного деления ( $\tau_0 \approx 10^{-13}$  с).

Для описания прямой стадии ядерной реакции

- в области промежуточных энергий используется вариант модели внутриядерного каскада (MBK), учитывающий диффузность границы распределения ядерных плотности и потенциала, влияние принципа запрета Паули, поглощение низкоэнергетичных частиц в ядре, рождение резонансов, эффект лидирующей частицы и связанный с ней эффект трейлинга, состоящий в уменьшении числа дискретно-распределенных центров рассеяния (внутриядерных нуклонов) в процессе развития каскадной лавины из-за их выбивания каскадными частицами.
- В области энергий свыше 5-10 ГэВ используются модели, более адекватно отражающие развитие адронного внутриядерного каскада с учетом кварковой структуры адронов, описываемой в рамках КХД. Используются современные версии пакетов VENUS, отражающие особенности базисных типов моделей:

- модифицированная (дополненная учетом вторичных перерассеяний медленных (у ≈ 0) партонов на внутриядерных нуклонах путем введения усиленных диаграмм многопомеронного обмена) модель Грибова-Редже;
- наиболее близко примыкающие к ней дуально-партонная (DPMJET, PHOJET, DTUJET, DTUNUC, IRIS, VENUS) и кварк-глюонная модель Кайдалова-Амелина;
- классические струнные модели: FRITIOF, дубненская модификация модели FRITIOF, ATTILA, Parton String Model;
- модели, основанные на экстраполяции в область малых переданных импульсов представлений ПКХД: ISAJET, PYTHIA, HERWIG, HIJING, Parton Cascade Model, VNI;
- молекулярно-динамические модели, дополненные описанием высокоэнергетичных взаимодействий на языке адронных струн (QMD, RQMD, UrQMD, JAM).

Послекаскадная стадия реакции описывается в рамках модификации экситонной использованием рекомендованных МАГАТЭ параметров модели с модели. включенных в состав библиотек RIPL. Экситонная модель описывает установление статистического равновесия в возбужденном ядре как процесс последовательного усложнения входного состояния остаточных двухчастичных за счет взаимодействий. По достижении равновесного значения n = n<sub>eq</sub> экситонная модель переходит в равновесную статистическую теорию.

#### N()А-взаимодействий в области энергий Е 20(150, 3000) МэВ

Реализованный в комплексе подход ориентирован на прямое использование в качестве константной базы для переноса нуклонов с энергией ниже 20/150/3000 МэВ библиотеки оцененных ядерных данных в формате ENDF-6 (например, ENDF/B-VI.8,VII.1, ENDF-HE, JENDL-4, JENDL-HE, FENDL-2.2, РОСФОНД, LA150, TENDL и др.) с использованием всей полноты информации об элементарных взаимодействия нуклонов, доступной в перечисленных актах файлах и представленной в соответствии с законами ENDF-6 формата. То есть, используются наиболее точные данные без дополнительных приближений и огрублений.

Рассматриваются все доступные в ENDF-6-формате типы реакций с участием нуклонов: упругое рассеяние, поглощение, реакции с рождением одного нейтрона в выходном канале, поглощение с рождением иных типов частиц (с разделением по уровням возбуждения остаточного ядра), деление (с моделированием мгновенных и запаздывающих нейтронов, осколков деления [MF=8]) и т.д. Энергии и углы эмиссии вторичных частиц выбираются из распределений файлов MF=4, 5, 6, 12, 13, 14 и 15. Во всех реакциях моделируются характеристики остаточных ядер с их последующим транспортом.

## Методика подготовки сечений

B процессе подготовки сечений использованы стандартные процедуры пакета ENDF/B PREPROCESSING CODES-2015<sup>а</sup> — для учета доплеровского уширения уровней, линеаризации, восстановления разрешенных резонансов нейтронных сечений: SIGMA1, LINEAR, RECENT соответственно и LEGEND-процедура восстановления индикатрисы рассеяния, представленной в виде коэффициентов P<sub>n</sub>-разложения. При использовании библиотеки JENDL ввиду незначительных отличий формата от ENDF-6стандарта для восстановления области разрешенных резонансов сечений применяется процедура RECEN-DD. Запись данных в оперативную память организована в виде дерева динамически размещаемых объектов, связанных со стандартными типами записей ENDF-6 формата — CONT,LIST,TAB1,TAB2 и т.д. (см. следующий слайд).

<sup>&</sup>lt;sup>a</sup> D.E. Cullen, The 1996 ENDF/B Pre-Processing Codes, The International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, IAEA-NDS-39, Rev. 9, November, 1996. http://www-nds.iaea.or.at/ndspub/endf/prepro/


Рассеяние тепловых нейтронов, как правило, разделяется на 3 типа процессов:

- когерентное упругое рассеяние, значимое для кристаллических твердых материалов (графит, бериллий, UO<sub>2</sub>);
- некогерентное упругое рассеяние, значимое для твердых материалов, содержащих водород (полиэтилен, легкая вода-цирконий);
- № неупругое рассеяние, значимое для всех материалов и описываемое функцией S (α, β, T), которая может быть представлена либо таблично с различными законами интерполяции, либо аналитически на основе модели свободного газа газа (алгоритмы BRAND<sup>9</sup>, MCU) или приближения наикратчайшего времени столкновения (с коррекцией ошибки: |β| под знаком экспоненты<sup>10,11</sup>).

Моделирование упругого рассеяния осуществляется согласно алгоритмам<sup>12</sup>.

, 3, 2008.

, 3, 2008.

<sup>12</sup> H.R. Trellue and D.I. Poston. 'Users Manual for Monteburns, version 5B'. LA-UR-99-4999, 1999.

11

 <sup>&</sup>lt;sup>9</sup> P.A. Androsenko and M.R. Malkov. Simulation of thermal neutron transport processes directly from the evaluated nuclear data files. Proceedings of the Monte Carlo 2000 Conference, Lisbon, 23µ26 October 2000, 676-680, 2000.
<sup>10</sup> ENDF. . .

Информация о рассеянии тепловых нейтронов содержится в файле 7 формата ENDF-6. В версии ENDF/B-VII.1 содержится информация о рассеянии тепловых нейтронов на 20 материалах-замедлителях.

### Таблица 2. Состав раздела библиотеки ENDF/B-VII.1, содержащего данные о рассеянии тепловых нейтронов.

Ν	Material	Lab.	Date	Authors	MAT
1)	H(H2O)	IKE,LANL	EVAL-MAR06	MacFarlane,Keinert,Mattes	1
2)	para-H	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	2
3)	ortho-H	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	3
4)	H(ZrH)	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	7
5)	D(D2O)	LANL	EVAL-MAR06	MacFarlane,Mattes,Keinert	11
6)	para-d	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	12
7)	ortho-d	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	13
8)	Be metal	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	26
9)	Be(BeO)	LANL	EVAL-JUL05	MacFarlane	27
10)	O(BeO)	LANL	EVAL-JUL05	MacFarlane	28
11)	graphite	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	31
12)	I-ch4	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	33
13)	s-ch4	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	34
14)	H(CH2)	GA	EVAL-DEC69	Koppel,Houston,Sprevak	37
15)	BENZINE	GA	EVAL-DEC69	Koppel,Houston,Borgonovi	40
16)	13-Al- 27	LANL	EVAL-OCT05	MacFarlane	45
17)	26-Fe- 56	LANL	EVAL-OCT05	MacFarlane	56
18)	Zr(ZrH)	LANL	EVAL-APR93	MacFarlane	58
19)	O(UO2)	LANL	EVAL-FEB05	MacFarlane	75
20)	U(UO2)	LANL	EVAL-FEB05	MacFarlane	76



Блок-схема использования библиотек оцененных и рекомендованных данных в блоке переноса комплекса RTS&T.

## Методы расчета трансмутации изотопов комплекса RTS&T

В текущей версии программного комплекса RTS&T-2014 в качестве альтернативных используются 3 независимых модуля расчета трансмутации изотопов:

разработанный в ORNL (США) для расчета изменения состава и радиоактивности топливных элементов, продуктов деления, конструкционных материалов в ядерных реакторах программный комплекс ORIGEN (Версия 2.1)<sup>а</sup>;

программный комплекс FISPACT (Версия 2007)<sup>b</sup>

оригинальный модуль ACTI<sup>c</sup> комплекса RTS&T (непрерывная энергетическая шкала, использование рекуррентного матричного соотношения для вычисления экспоненциала exp(*Ch*), обеспечивающего удовлетворительные результаты даже в случае ярко выраженной жесткости системы балансовых ОДУ, описывающих процесс трансмутации, в широком диапазоне интервалов времени *h*).

<sup>&</sup>lt;sup>a</sup>Croff A.G., A user's manual for the ORIGEN2 computer code, ORNL/TM-7175, Oak Ridge National Laboratory.

<sup>&</sup>lt;sup>b</sup> R.A. Forrest, FISPACT-2007: user manual, EURATOM/UKAEA Fusion Association, Culham Science Centre, OX14 3DB, Abingdon, UK, 2007.

<sup>&</sup>lt;sup>C</sup>A.I. Blokhin, I.I. Degtyarev, A.E. Lokhovitskii, M.A. Maslov, and I.A. Yazynin. RTS&T Monte Carlo Code (Facilities and Computation Methods), in Proceedings of the SARE-3 Workshop, KEK, Tsukuba, Japan, May 1997; INDC(CCP)-426.

# Константное обеспечение расчетов трансмутации

### Для обеспечения расчета изотопного состава необходимы 3 типа библиотек оцененных ядерных данных, включающих:

- библиотеку трансмутационных сечений, позволяющую учесть процессы трансмутации изотопов при облучении и выдержке;
- библиотеку распадных данных для радиоактивных нуклидов, образующихся в процессе облучения;
- библиотеку выходов осколков деления для делящихся изотопов исследуемых композиций и отдельных актинидов, вносящих заметный вклад в энерговыделение (при их наличии).

- Базовой библиотекой активационных сечений комплекса RTS&T является библиотека EAF-2007. В качестве альтернативной библиотеки используется FENDL-3/А. В области энергий нуклонов выше 20 МэВ в комплексе RTS&T используются библиотеки оцененных активационных данных MENDL-2, MENDL-2p, БИСЕРМ, TREF, IEAF2005, HEPAD2008, HEAD2009. Для энергий, превышающих диапазон оцененных значений, сечения образования изотопов рассчитываются по одной из систематик: EPAX, SILBERBERG-TSAO, RUDSTAM.
- В настоящее время имеется несколько полнообъемных библиотек распадных данных: ENDF/B-VI/VII.1, JEF 2.2, UK-DECAY, ACDAM, REAC/DEC, EAF-2007/DECAY, FENDL-3/D. В качестве базовой в комплексе RTS&T выбрана библиотека FENDL-3/D – на настоящий момент времени наиболее оттестированная из перечисленных библиотек распадных данных для решения задач трансмутации изотопов.
- Выходы осколков деления тяжелых элементов в ядерных реакциях и при спонтанном распаде соответствуют данным библиотеки ENDF/B-VII.1. В комплексе предусмотрена возможность альтернативного использования файлов библиотек JENDL-4, BROND-2.2, JEF-2.2.

#### MPI-технология проведения расчетов

- Комплекс RTS&T установлен на многопроцессорном LINUXкластере ГНЦ ИФВЭ (<u>http://clc.ihep.su</u>).
- Используется параллельная версия кода, адаптированная под компилятор Microsoft Visual Studio 8 и Intel(R) Visual Fortran Compiler v. 11.0.072, реализующий технологию MPI.



ИФВЭ находится на третьем месте в РФ по ЦПУ и дискам в RDIG (Российский консорциум РДИГ, Российский Grid для интенсивных операций с данными — Russian Data Intensive Grid, RDIG, www.egee-rdig.ru) (после ОИЯИ и РНЦ «Курчатовский институт»).

Спектры нейтронов в железном цилиндре с размещенным на осевой линии источником <sup>252</sup>Cf

Идеализированная модель эксперимента<sup>13</sup> представляет собой размещенную в вакууме цилиндрическую сборку, состоящую из железного цилиндра с диаметром D=90 см и высотой h<sub>Fe</sub> = 150 см и приставленного к нему вплотную цилиндра из нержавеющей стали с таким же диаметром и высотой h<sub>steel</sub> = 50 см. Внутри сборки на осевой линии цилиндра на расстояниях 75, 175 см — в варианте I и 35, 195 см — в варианте II от торца стального цилиндра размещаются точечный изотропный (максимальная анизотропия не выходит за пределы 3%) источник нейтронов <sup>252</sup>Cf и детектор.

13							
	,	• •, • •	,	3			\/11
		′Защита			-	установок',	, 1998.



Рис.5. Идеализированная геометрия эксперимента.



Рис.6. Сопоставление расчетных и экспериментальных спектров нейтронов, приведенных к 28-групповой структуре энергетического диапазона БНАБ-78.

Оценка качества воспроизведения экспериментальных результатов производилась путем сравнения величины

$$\chi^{2} = \sum_{(i)} \left\{ \frac{\Phi_{exp}^{(i)} - \Phi_{calc}^{(i)}}{\Delta \Phi_{exp}^{(i)}} \right\}^{2}, \tag{4}$$

где Ф<sup>(i)</sup><sub>exp</sub> и Ф<sup>(i)</sup><sub>calc</sub> — экспериментальное и расчетное значения плотности потока нейтронов в i-м энергетическом интервале, ∆ Ф<sup>(i)</sup><sub>exp</sub> — погрешность экспериментального значения. По оценкам авторов, средняя погрешность измерений составляет 10 - 30%. При E<sub>n</sub> > 0.8 МэВ величина погрешности измерений составляет 100%, при E<sub>n</sub> < 0.015 МэВ погрешность измерений лежит в диапазоне 30—50%.

#### Таблица 3. Значения величины <sup>2</sup>/dof

Вариант	РАПИД	КАСКАД	MCNP+ENDF/B-V	RTS&T+JENDL-HE	
I	4.9328198	3.1343739	1.0909917	1.1143456	
Ш	1.8796841	2.0547643	1.3529983	1.1835345	

# Моделирование спектров нейтронов в диапазоне промежуточных энергий

На следующей странице приведено сравнение экспериментальных и расчетных спектров нейтронов под углом 175° к направлению первичного пучка протонов ( $\sigma_x = \sigma_y = 24$  мм), облучающих торцевую поверхность медной мишени диаметром 20 см и толщиной 25 см<sup>14</sup>. Моделирование выполнялось в рамках кодов RTS&T (PDM+ENDF/B-VII.1), MARS, и MCNP6 (с использованием включенных в состав кода 3 различных микроскопических моделей неупругих адрон-ядерных взаимодействий).

<sup>14</sup> И.Л. Ажгирей, В.И. Беляков-Бодин, И.И. Дегтярев, С.Г. Машник, Н.П. Смирнов, Препринт ИФВЭ 2013-14; LANL Report NM 87545.



Экспериментальные спектры нейтронов при облучении протонным пучком с энергией 800, 1000 МЭВ, вычисленные по программам RTS&T, MARS, MCNP6.

# Расчет вероятности прохождения высокоэнергетичного адронного каскада через толстые мишени.

Ниже приведено сопоставление расчетной вероятности проникновения ливня (вероятности пробоя), инициированного протонным пучком с энергией 70 ГэВ в протяженном (L 3 м) стальном массиве, с экспериментальными данными, полученными в рамках измерений<sup>15</sup> по проекту П-176 ("Последний шанс ИФВЭ"). В диапазоне высоких энергий для моделирования взаимодействий адронов использовался макроскопический инклюзивный генератор PDM (Parametrization-Driven Model) комплекса RTS&T. В области промежуточных энергий моделирование переноса нуклонной компоненты каскада производилось на основе прямого использования файлов библиотеки JENDL-HE.

15

В.В. Аммосов и др., Изучение характеристик проникающего излучения в стали при поглощении протонов с энергией 70 ГэВ. Препринт ИФВЭ.



Punchthrough probability as a function of cm of iron

Рис.7. Вероятность пробоя на различных глубинах стального массива.



Рис.8. Свидетельство о государственной регистрации кода RTS&T.



Государственная корпорация «Росатом»

Акционерное общество

«Государственный научный центр РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

#### МОДИФИКАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА GAMOS ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КОСМИЧЕСКИХ ЯЭУ

И.А. Ехлаков, А.П Пышко

Х Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»

22-25 сентября 2015 г.

г. Обнинск

### **Uto takee GAMOSP**

- Geant4-based (Основывающаяся на Geant4)
- Achitecture for (Архитектура для)

Medical-

Oriented (Медицински-ориентированных)

Studies (Исследований)

 Разрабатывается CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, España;

Центр энергетических и экологических исследований, Испания)

- Во многих случаях позволяет проводить расчеты не прибегая к программированию на C++
- Имеет более 2000 пользователей
- Доступна оперативная связь с разработчиками и пользовательским сообществом

### География посещений форума GEANT4 на сайте SLAC с 24.04.2009



#### Эволюция физики нейтронов реакторных энергий в GEANT4





Fig. 2. Average rates of photon energy released per fission for the Fisher and Engle experiment (Fisher and Engle, 1964), and simulations in the current work using MCNP6/CINDER2008 and Geant4. Time bins and values are given in Table 1.



Fig. 3. Average energies per photon for the Fisher and Engle experiment (Fisher and Engle, 1964), and simulations in the current work using MCNP6/CINDER2008 and Geant4. Time bins and values are given in Table 1.

### Пеобходимые модификации

- Создание набора процессов, а также описывающих их наборов моделей и сечений, оптимального по скорости вычислений и точности решения задач, возникающих при расчете нейтронно-физических характеристик ядерного реактора и радиационной защиты.
- Создание программной надстройки, позволяющей отключать генерацию нейтронов деления в заданных пользователем геометрических объектах
- Доработка ряда алгоритмов, таких как вычисление тока частиц через поверхность
- Создание методики оценки среднего потока через поверхность в точечном детекторе (аналог F5 в MCNP)

### Расчетная модель ТРП типа "ТОПАЗ"



#### MCNP

Красным цветом обозначены треки нейтронов, синим – фотонов, зеленым – джантино(geantino).



- Нейтральная частица, не имеющая физического аналога, не участвующая в физических взаимодействиях, и используемая для отладки транспортировки через объемы детектора.
- Существует также заряженное geantino, которое кроме транспортирования через объемы может взаимодействовать с электромагнитным полем.



ЭМ процессы: фотоэффект, комптоновское рассеяние и образования пар для фотонов, ионизационные потерм и тормозного излучения для электронов. описываются моделями из пакета PENELOPE

Физика нейтронов:

Диапазон	Процесс	Модель	Библиотека данных
энергий			
	Упругое рассеяние	G4NeutronHPElastic	
	Неупругое рассеяние	G4NeutronHPInelastic	G4NDL4.2
<20 МэВ	Радиационный захват	G4NeutronHPCapture	(ENDF/B-VI)
	Деление ядер	G4NeutronHPFission	
	Упругое рассеяние	hElasticCHIPS	CHIPSElasticXS
	Неупругое рассеяние	Модель бинарных	G4NeutronHPJENDLHEData
>20 МэВ		каскадов	(JENDL_HE)
	Радиационный захват	G4LCapture	GheishaCaptureXS
	Деление ядер	G4LFission	GheishaFissionXS



	MCNP	GAMOS					
ток через торцевую	поверхность ТРП на	1 исходный нейтрон					
нейтроны	5.74E-2 ± 0.11E-2	5.84E-2 ± 0.26E-2					
гамма	8.04E-2 ± 0.07E-2	7.87E-2 ± 0.19E-2					
средний поток ч	средний поток через торцевую поверхность ТРП на 1						
И	сходный нейтрон, см-	2					
нейтроны	1.73E-2 ± 0.04E-2	1.74E-2 ± 0.09E-2					
гамма	5.01E-2 ± 0.12E-2	4.97E-2 ± 0.23E-2					
Число делений в первом поколении в активной зоне на 1							
исходный нейтрон							
	$0.389 \pm 0.04$	$0.394 \pm 0.08$					

### JOKAJI JINA OLJEHKA (1)

	MCNP	GAMOS	Δ, %	Δ <sub>max</sub> по спектру, %			
	Вариант без радиационной защиты						
Флюенс нейтронов с энергией > 0.1 МэВ, см <sup>-2.</sup> МэВ <sup>-1</sup>	1.481·10 <sup>-8</sup> ±0.008·10 <sup>-8</sup>	1.379·10 <sup>-8</sup> ±0.027·10 <sup>-8</sup>	7	17			
Доза от фотонов, Зв	1.388·10 <sup>-17</sup> ±0.014·10 <sup>-17</sup>	1.402·10 <sup>-17</sup> ±0.014·10 <sup>-17</sup>	1	16			
Вариант с радиационной защитой							
Флюенс нейтронов с энергией > 0.1 МэВ, см <sup>-2.</sup> МэВ <sup>-1</sup>	2.27·10 <sup>-9</sup> ± 0.02·10 <sup>-9</sup>	1.96·10 <sup>-9</sup> ± 0.24·10 <sup>-9</sup>	13	32			
Доза от фотонов, Зв	1.06·10 <sup>-17</sup> ±0.02·10 <sup>-17</sup>	1.01·10 <sup>-17</sup> ±0.06·10 <sup>-17</sup>	5	31			

### Локальная оценка (2)



### **JOKAJISHAR OLJEHKA (3)**





- В отсутствие критического источника распределение нейтронов по высоте и радиусу активной зоны необходимо рассчитать в сторонней программе
- Из методов понижения дисперсии в настоящее время присутствуют только весовое отсечение и «русская рулетка». Для расчетов реальной радиационной защиты КЯЭУ за приемлемое время требуются ценности ячеек и/или весовые окна.
- Время расчета одинакового числа историй в 10 раз выше, чем в МСПР



- После выполнения необходимых модификаций программный комплекс GAMOS может быть использован для решения задач радиационной защиты космических ЯЭУ
- Основной проблемой его применения является скорость расчета
- Для устранения этой проблемы необходимо дополнение GAMOS высокоэффективными методами понижения дисперсии



Государственная корпорация «Росатом»

Акционерное общество

«Государственный научный центр РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

### АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ МЕТОДИКА ПОИСКА ОПТИМАЛЬНОЙ КОМПОНОВКИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

И.А. Ехлаков, А.П Пышко

Х Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»

22-25 сентября 2015 г.

г. Обнинск

#### Положение радиационной защиты в структуре космической ЯЭУ



#### Неоднородности в радиационной защите



### Постановка задачи поиска оптимальной компоновки радиационной защиты

Задача оптимизации радиационной защиты – обеспечить минимум массы системы радиационной защиты при том, чтобы поглощенные дозы гамма-излучения и флюсенсы быстрых нейтронов на всех защищаемых объектах не превышали предельно допустимые значения, а температуры защитных слоев находились в рабочих диапазонах для соответствующих материалов.

 $\begin{cases} \min(W(L, \alpha, t)) \\ r \\ t(r) = (t_1, t_2 \dots t_N) \\ D^i \le D_0^i \\ F^i \le F_0^i \\ T^i < T_{\max}^i \end{cases}$ 

#### Канонический алгоритм роя частиц



Критерий остановки: изменение bestglob на протяжении N шагов не превышает ε.
### Преимущества использования алгоритма роя пчел

- Хорошо подходит для оптимизации функций, не являющихся в области определения унимодальными;
- В отличие от других природных алгоритмов не требует тщательного подбора поведенческих коэффициентов;
- Исключает модельную погрешность и погрешность косвенных измерений.

# Применение алгоритма к задаче поиска оптимальной компоновки радиационной защиты



# Модификации алгоритма для ускорения поиска оптимальной компоновки

- Ограничения налагаются не только на значения отдельных координат, но и на суммарные значения координат, относящихся к одному компоненту радиационной защиты.
- В случае нарушения ограничений агент переносится в случайную точку внутри разрешенной области пространства с сохранением скорости и наилучших позиций.
- Ограничения на суммарные значения толщин компонентов защиты на каждой итерации изменяются по закону:

$$H_{\min}^{i+1} = H_{\min}^{i} + corr_{i} \cdot \left(\sum_{layer_{j}} H_{layer_{j}}^{best} - H_{\min}^{i}\right)$$
$$H_{\max}^{i+1} = H_{\max}^{i} - corr_{i} \cdot \left(H_{\max}^{i} - \sum_{layer_{j}} H_{layer_{j}}^{best}\right)$$

# Соединение оптимизационного алгоритма с МСNР



При работе модуля с входными файлами используется система комментариев-маркеров к строкам, а при работе с выходными файлами модуль ориентируется по стандартным заголовкам.

### Оптимальная толщина теплового экрана

Отыскание оптимальной толщины теплового экрана может быть выделено в отдельную задачу.



# Результаты применения рассматриваемой оптимизационной методики

Расстояние до приборного отсека, м	16	18	20	22	24
Угол тени рад. защиты, град	5.55	5	5	5	5
Флюенс быстрых нейтронов, см- <sup>2</sup>	9.55·10 <sup>11</sup>	9.93·10 <sup>11</sup>	9.96·10 <sup>11</sup>	9.94·10 <sup>11</sup>	9.95·10 <sup>11</sup>
Доза гамма-излучения, рад	1.96·10 <sup>5</sup>	1.98·10 <sup>5</sup>	1.99·10 <sup>5</sup>	1.98·10 <sup>5</sup>	1.96·10 <sup>5</sup>
Толщина 1-го слоя рад. защиты, см	0.09	0.05	0.004	0.03	0.07
Толщина 2-го слоя рад. защиты, см	4.68	2.33	2.97	1.69	1.93
Толщина 3-го слоя рад. защиты, см	3.39	2.53	2.12	1.79	1.55
Толщина 4-го слоя рад. защиты, см	20.93	23.61	22.09	22.14	20.86
Масса рад. защиты, кг	824.1	621.4	535.6	474.4	433.4



- Рассмотренная методика позволяет осуществлять оптимизацию радиационной защиты, основываясь на непосредственных решениях уравнения переноса для реалистичных трехмерных моделей, что повышает точность нахождения результата.
- Представленная методика снижает времязатраты и трудозатраты пользователя при поиске оптимальной компоновки радиационной защиты.

#### ГИБРИДНЫЙ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С ТЖМТ

А.Л. Гостев, <u>Е.А. Земсков</u>, К.Г. Мельников, И.Р. Суслов, И.В. Тормышев

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск эл.почта: zemskov@ippe.ru

- ž Расчет радиационной защиты ядерных реакторов с ТЖМТ трудная задача:
- *о* ослабление нейтронных потоков в 10<sup>15</sup>—10<sup>17</sup> раз;
- меобходимость детального описания конструкций защиты.
- ž Наиболее привлекательными для такой задачи являются гибридные методы расчета с использованием программ метода Монте-Карло и детерминистических программ.

Детерминистические программы используются для расчета сопряженных функций относительно заданного детектора. По полученным распределениям строятся весовые окна по пространству и энергии для управления стратегией расщепления и рулетки в методе Монте-Карло.

В нашем случае использовалась программа метода Монте-Карло МСNP (США) и детерминистическая программа метода характеристик MCCG3D (Россия, Суслов И.Р.)

#### ГЕОМЕТРИЯ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ТЖМТ

Для демонстрации возможностей гибридных методов расчёта рассмотрен быстрый реактор моноблочного типа с оксидным топливом, охлаждаемый эвтектическим сплавом свинец-висмут.





Рисунок 1. Поперечное сечение расчетной модели

Рисунок 2. Вертикальное сечение расчетной модели

Земсков Е.А. и др.

### РАСЧЕТ НЙТРОННЫХ ПОТОКОВ В НАПРАВЛЕНИИ ДЕТЕКТОРА В ПОЛОСТИ НАД ВЕРХНИМ УРОВНЕМ СПЛАВА



Рисунок 3. Сопряженная функция для детектора на верхней границе

Рисунок 4. Распределение нейтронного потока

#### СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ГИБРИДНОГО РАСЧЕТА И РАСЧЕТА С УПРАВЛЕНИЕМ ПОНИЖЕНИЯ ДИСПЕРСИИ ВРУЧНУЮ



Рисунок 5. Ослабление нейтронного потока в защитной пробке.

- 1 расчет защиты по гибридному методу
  - с автоматическим использованием весового окна;
- 2 расчет защиты с подбором ценностей нейтронов вручную.

#### СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ГИБРИДНОГО РАСЧЕТА И РАСЧЕТА С УПРАВЛЕНИЕМ ПОНИЖЕНИЯ ДИСПЕРСИИ ВРУЧНУЮ

- Ž Расчет варианта с ручным подбором распределения ценности нейтронов по детальным геометрическим ячейкам занял около 3 месяцев (PC Intel, 2.8GHz). Однако оптимальный вариант не был достигнут, дисперсия решения в некоторых ячейках составляла 20%.
- <sup>2</sup> По гибридному методу с использованием детерминистической программы MCCG3D и программы метода Монте-Карло TDMCC результат с хорошей статистической точностью (дисперсия <7%) достигается за 20 часов расчетов на компактной супер-ЭВМ типа АПК-1М (при использовании 64 ядер).

#### РАСЧЕТ НЕЙТРОННЫХ ПОТОКОВ ВО ВСЕЙ РАСЧЕТНОЙ ОБЛАСТИ

• Гибридный метод позволяет получать прецизионное решение по методу Монте-Карло по всему пространству расчетной модели. Детектор в программе MCCG3D в этом случае задан по всей внешней границе, что позволяет получить глобальное весовое окно.

#### РАСЧЕТ НЕЙТРОННЫХ ПОТОКОВ ВО ВСЕЙ РАСЧЕТНОЙ ОБЛАСТИ



Рисунок 6. Сопряженная функция для детектора, заданного на всей границе расчетной области

#### РАСЧЕТ НЕЙТРОННЫХ ПОТОКОВ ВО ВСЕЙ РАСЧЕТНОЙ ОБЛАСТИ



Рисунок 7. Распределение полного нейтронного потока по всей расчетной области.

Дисперсия рассчитанного значения нейтронного потока во всей расчётной области составила не более 10%.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлены результаты расчетов нейтронных потоков в радиационной защите быстрого реактора с ТЖМТ гибридным методом с использованием детерминистической программы метода характеристик MCCG3D и программы метода Монте-Карло MCNP.

Показано, что использование такого гибридного подхода позволяет существенно расширить класс прецизионных решений с большим ослаблением (10<sup>-15</sup>, 10<sup>-17</sup>) по нейтронному потоку. Такие методы расчета могут широко использоваться в проектных разработках быстрых реакторов.

10-я Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»

### Тестирование системы СОЛЅУЅТ/БНАБ-РФ

#### в расчетах переноса гамма-квантов

Кощеев В.Н., <u>Ломаков Г.Б.</u>, Мантуров Г.Н., Цибуля А.М. АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»

Обнинск, 22-25 сентября 2015 г.

## Введение

## Российская Национальная Библиотека Файлов Оцененных Нейтронных Данных РОСФОНД - основа современной библиотеки БНАБ-РФ

• РОСФОНД доступен всем:

- Около 700 файлов в формате ENDF
- http://www.ippe.ru/podr/abbn/index.php

#### РОСФОНД:

**q** Создание: 2005—2006гг. по контракту с Роснаукой. **q** Содержит оцененные нейтронные данные для всех стабильных и радиоактивных ядер с T<sub>1/2</sub> > 1 day.

**q** Источники данных:

ФОНД-2.2, БРОНД-2 и 3, JENDL-3.3, ENDF/B-VII, JEFF-3.1 и EAF-2003. EXFOR - экспериментальные данные

**q** Состав библиотеки:

а 686 файлов — нуклиды,

□ 20 файлов — законы рассеяния тепловых нейтронов

100 текстовых файлов с обоснованиями оценок

Contentional and a parameter - Mile	crosoft Internet Explorer		_	
le Edit View Favorites Tool	s Help			
3 Back 🝷 🕥 🕤 🛃 🛃	🕜 🔎 Search 🛠 Favorites 🤣 🔗 - 😓 🙈 🗹 - 🗔 🛍 🔏			
ddress 🗃 http://www.ippe.ru/podr/	/cierk/libr/rosfond.php		💙 🔁 Go	Link
ABBN K ABBN	ОНСТАНТНАЯ АБОРАТОРИЯ БНАБ	Ф Сентя	<u>РФ - ФЗИ</u> 1брь 19, 2	008
БНАБ		Обоснова	ания и фай	лы
• ИСТОРИЧЕСКАЯ СПРАВКА	введение формат endf/b-6 дополнения и коррективы			
НАУЧНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ И ЗАДАЧИ				
БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора <b>файлов</b>	в оцененны	x	
<ul> <li>БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ</li> <li>СИСТЕМЫ ГРУЛПОВЫХ КОНСТАНТ</li> </ul>	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных -	<b>в оцененны</b> нных данны - в текстовс	<b>іх</b> х для ом формате	9
<ul> <li>БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ</li> <li>СИСТЕМЫ ГРУЛПОВЫХ КОНСТАНТ</li> <li>БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ</li> </ul>	Списание Росфонда Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та	в оцененны нных данны - в текстовс аблице.	іх × для м формате	9
БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ СИСТЕМЫ ГРУЛЛОВЫХ КОНСТАНТ БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЭКСПЕРИМЕНТОВ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ	Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та	в оцененны нных данны - в текстовс аблице.	і <b>х</b> х для эм формате	•
БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ СИСТЕМЫ ГРУЛПОВЫХ КОНСТАНТ БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14	в оцененны нных данны - в текстово аблице. 4 15 16	іх × для эм формате 5 17 1	8
<ul> <li>БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ</li> <li>СИСТЕМЫ ГРУЛПОВЫХ КОНСТАНТ</li> <li>БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ</li> <li>ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ</li> <li>ПУБЛИКАЦИИ</li> </ul>	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Период	в оцененны нных данны - в текстово аблице. <b>I 15 16</b>	іх × для ом формате 5 17 1:	8
БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ СИСТЕМЫ ГРУЛЛОВЫХ КОНСТАНТ БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЭКСПЕРИМЕНТОВ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ЛУБЛИКАЦИИ	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Период	в оцененны нных данны - в текстово аблице. 4 15 16	іх × для ом формате 5 17 1 4	8 8
<ul> <li>БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ</li> <li>СИСТЕМЫ ГРУЛПОВЫХ КОНСТАНТ</li> <li>БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ</li> <li>ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ</li> <li>ПУБЛИКАЦИИ</li> <li>ИН формация</li> </ul>	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Период 1 1 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14	в оцененны нных данны - в текстово аблице. 15 16	іх × для ом формате 5 17 1: 5 17 1: 6 17 1: 10 17 1: 11 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 10 1	9 8 e
БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ СИСТЕМЫ ГРУЛЛОВЫХ КОНСТАНТ БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ЛУБЛИКАЦИИ И Н Ф О Р М В Ц И Я <u>ПОЛОЖЕНИЕ О ЦЕНТРЕ</u>	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Период 1 H 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Ве	в оцененны нных данны - в текстово аблице. 4 15 16 7 8 0	іх × для ом формате 5 17 1 7 1 9 Г N	8 8 0 e
<ul> <li>БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ</li> <li>СИСТЕМЫ ГРУЛПОВЫХ КОНСТАНТ</li> <li>БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ</li> <li>ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ</li> <li>ПУБЛИКАЦИИ</li> <li>ИН ФОРМАЦИЯ</li> <li>ИН ФОРМАЦИЯ</li> <li>ПОЛОЖЕНИЕ О ЦЕНТРЕ НЕЙТРОНИКА</li> </ul>	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлов нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Период 1 H 1 Be 2 Li Be 1 1 12 Na Mo	в оцененны нных данны - в текстово аблице. I 15 16 N 0 I 15 16 P 5	іх × для ом формате 5 17 1: 9 Г N 9 Г N 6 17 1: А	8 8 9 8 8 8 8
БИБЛИОТЕКИ ОЦЕНЕННЫХ ДАННЫХ СИСТЕМЫ ГРУЛЛОВЫХ КОНСТАНТ БИБЛИОТЕКИ БЕНЧМАРК- ЗКСПЕРИМЕНТОВ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫЕ КОДЫ И КОМПЛЕКСЫ ЛУБЛИКАЦИИ И Н Ф О Р М В Ц И Я ПОЛОЖЕНИЕ О ЦЕНТРЕ НЕЙТРОНИКА КОНТУЕЛЬТИ	Интерактивная таблица позволяет обратиться к текстовым обоснованиям отбора файлоц нейтронных данных для всех изотопов данного элемента и собственно к файлам оценен каждого изотопа. Обоснования представлены в формате pdf; файлы оцененных данных - ENDF/B-6. Сведения по каждому элементу можно получить, нажав на соответствующую ячейку в та Группа 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 Период 1 H 2 Li Be 3 Na Mg 3 Na Mg 3 Na Mg	в оцененны нных данны - в текстово аблице. 15 16 Р S	іх × для ом формате 5 17 1 F N F N CI A	8 8 9 8 8 8 8



Содержание БНАБ-РФ	Число нуклидов
Константы для расчета переноса нейтронов <mark>О</mark> п	382
Данные по факторам самоэкранировки сечений <b>f(o</b> 0)	341
Библиотека подгрупповых параметров a <sub>i</sub> o <sub>i</sub>	>50
Термализационые Р <sub>N</sub> матрицы рассеяния <b>S(α,β)</b>	20
Библиотека сечений реакций: (n,γ), (n,f), (n,nx), (n,2n) и др.	683
Константы для расчета энерговыделения (КЕРМА), СНА, образования гелия, трития и др.	>200
Данные по запаздывающим нейтронам - 8 групп <b>λ<sub>і</sub> β</b> і	56
Константы образования фотонов в нейтронных реакциях	>200
Константы взаимодействия фотонов с веществом О	>200
Константы для расчета радиационных характеристик облученного топлива и материалов конструкций <b>Т</b> <sub>1/2</sub> <b>Q</b> <sub>x</sub>	>200
Погрешности констант и ковариационные матрицы <b>б</b> о <sub>п</sub>	15

# Актуальность

- БНАБ-РФ создана в 2007 г. Её верификация в расчетах активных зон ЯЭУ практически завершена.
- Расчеты переноса гамма-квантов практически не проводились по системе БНАБ-РФ.
- Применение программы MCNP для расчетов в группах и с детальным ходом сечений.
- Сравнение с экспериментом

### Экспериментальные бенчмарк-модели



ICSBEP Handbook:

- n ALARM-CF-FE-SHIELD-001;
- n ALARM-CF-PB-SHIELD-001.

Радиусы сфер:

- n 10, 15, 20, 25, 30, 35 и 50 – железная;
- n 10, 20 и 30 свинцовая.
- Измерение спектров нейтронов и гаммаквантов.

Ломаков Г. Б. и др.

# Настройка программы МСЛР

#### • Источник:

- n стандартный спектр деления в форме Уатта с параметрами а=1.175 и b=1.04;
- n рассчитанный калифорниевый источник гамма-квантов.



#### • GEB:

n ввод функции чувствительности детектора.

• PHYS:

n IDES = 1 – отключает образование гамма-квантов, создаваемых электронами.

## Сравнение с экспериментом (n)



Ломаков Г.Б. и др.

## Сравнение с экспериментом (у)



Ломаков Г. Б. и др.

## Оценка группового приближения Fe10



### Оценка группового приближения Fe25



## Оценка группового приближения Fe50



### Оценка группового приближения Pb10



Ломаков Г. Б. и др.

### Оценка группового приближения Pb30



Ломаков Г.Б. и др.

## Заключение

- Сравнение расчетов и эксперимента:
  - **ü** спектр нейтронов в пределах 1 сигмы;
  - **ü** спектр гамма-квантов большее 3 сигм.
- Сравнение группового подхода с детальным расчетом:
  - **ü** спектр нейтронов в пределах 10%;
  - **ü** спектр гамма-квантов в пределах 10%.

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору

ФЕДЕРАЛЬНОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»



Информационная система поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР и РБМК в транспортных упаковочных комплектах нового поколения

Работа сделана в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»

И.А. Ляшко

научный сотрудник ФБУ «НТЦ ЯРБ»

г. Обнинск 23 сентября 2015 г.

www.secnrs.ru
#### Обоснование безопасности транспортирования TRO



Фактические (известные/измеряемые) данные



#### Установленные критерии безопасности

#### Измеряемые параметры **OTBC:**

- обогащение начальное ядерного топлива по <sup>235</sup>U;
- ▼ глубина выгорания ядерного топлива;
- время выдержки ядерного топлива.

#### Нормируемые параметры ОТВС (НП-053-04):

- максимальные значения уровней мощности дозы за защитой ТУК;
- эффективный коэффициент Ŵ. размножения нейтронов;
- суммарное остаточное тепловыделение ОЯТ в упаковке;
- потери радиоактивного содержимого из упаковки.

# Методы перехода от измеряемых параметров к нормируемым



ОСТ 95 745-2005 консервативно устанавливает допустимые диапазоны изменения измеряемых параметров ОТВС



Расчет нормируемых показателей безопасности с помощью ПС



## Информационная система принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов ВВЭР и РБМК



Особенности информационной системы:

- 1) интуитивно понятный для пользователя интерфейс;
- 2) оперативная оценка показателей безопасностей транспортирования ОЯТ на основе измеряемых характеристик ОЯТ;
- 3) среда разработки Информационной системы Microsoft Visual Studio 2012 Express.

Все расчеты сделаны в программном комплексе SCALE 6

- ▼ мощность дозы за защитой ТУК (µ)
- ▼ эффективный коэффициент размножения нейтронов (К<sub>эфф</sub>)





#### Точки расчета «функций Грина» на примере ТУК-109Т





#### Структурная блок-схема информационной системы





#### Блоки информационной системы





# Использование информационной системы (1/2)



🖳 Расчет мощности дозы за защитой ТУК-146									
1         2         3         4           10         11         12         13	5 6 14 15	7 8 16 17	9 18	Эффективный коэффициент размножения нейтронов 0.239					
Источник нейтронов спонтанного деления, н/с-ОТВС 3.72Е+08 Источник фотонов ОЯТ, фот/с-ОТВС 1.31Е+16 Источник фотонов в хвостовике ТВС, фот/с-ОТВС 1.96Е+11	11 11 10 17 9 8	1 13 14 15 16 6 7	3 4 5	Учет погрешностей: 20% - неравномерность выгорания по R и Z 20% - неопределенность оценки выгорания 40% - неопределенность оценки накопления Cm-244 40% - погрешность расчетов 10% - неопределенность оценки накопления продуктов деления Ручной ввод погрешности Погрешность вводится в процентах					
Отмена Ручной									

🖳 Результаты расчетов	X									
		2 CE - 11 E- 4								
Потери радиационого содержимого составляют 6.8 Е+06 ык/час в нормальных условиях и 2.6 Е+11 ык/нед в условиях аварии										
Эффективный коэффициент размножения нейтронов равен 0.239										
		Де	етектор №							
Максимальная мощность дозы на поверхности ТУК-146 составляет	1.5E-04	Зв/час	37							
Максимальная мощность дозы на поверхности ТС	1.2E-04	Зв/час	38							
Максимальная мощность дозы в 2м от поверхности ТС	2.0E-05	Зв/час	39							
Остаточное тепловыделение составляет 41903.5 Вт/ТУК										
Сохранить результаты	Закрыть	•								

SIPE

#### Использование информационной системы (2/2)

- 0 X

rec tv	t F	<b>IOKHO</b>	T.
163.0	L — L	MOKHU	

<u>Ф</u>айл <u>П</u>равка Фор<u>м</u>ат <u>В</u>ид <u>С</u>правка

Па	paw	ет	ры	оят

OTBC №1: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. **OTBC** №2: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. OTBC №3: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. OTBC №4: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. **OTBC** №5: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. OTBC №6: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. **OTBC** №7: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. **OTBC** №8: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВТ•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. OTBC №9: ОТВС №10: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №11: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №12: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №13: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №14: 4,95%, глу́бина выгорания 60 ГВт•су́т/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №15: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №16: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №17: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней. ОТВС №18: 4,95%, глубина выгорания 60 ГВт•сут/т.U, время выдержки 1095 дней.

Концентрация нуклидов, г/ОТВС

Нуклид\OTBC: H3 - Kr85 - Sr90 - Ru106 - Cs134 - Cs137 - Cs137 - Ce144 - Eu154 - Pu238 - Cm242 -	№1 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№2 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№3 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№4 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№5 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№6 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№7 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№8 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№9 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.6E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№10 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№11 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№12 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№13 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№14 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№15 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	№16 5.2E-02 1.7E+01 4.1E+02 1.7E+01 4.5E+01 9.6E+02 1.6E+01 1.9E+01 2.1E+02 1.2E-01	
Cm244 -	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	0.0E+01	
Потери радиоа	ктивного	содержи	мого														
№ОТВС: Нормальные усл Аварийные усл	ловия, Бі овия, Бк,	к/час - / /нед - :	№1 4.3E+05 1.7E+10	№2 4.3E+05 1.7E+10	№3 4.3E+05 1.7E+10	№4 4.3E+05 1.7E+10	№5 4.3E+05 1.7E+10	№6 4.3E+05 1.7E+10	№7 4.3E+05 4 1.7E+10 1	№8 4.3E+05 1.7E+10	№9 4.3E+05 1.7E+10	№10 4.3E+05 1.7E+10	№11 4.3E+05 1.7E+10	№12 4.3E+05 1.7E+10	№13 4.3E+05 1.7E+10	№14 4.3E+05 4 1.7E+10 1	
сумма:																	,
•																Þ	
													Стр 1, стлб	1			

#### Заключение



- ✓ Разработаны три блока информационной системы поддержки принятия регулирующих решений при транспортировании ОЯТ реакторов РБМК-1000, ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в транспортных упаковочных комплектах нового поколения ТУК-109Т, ТУК-140 и ТУК-146, соответственно. Данные блоки информационной системы являются логическим продолжением системы, созданной для ТУК-109, ТУК-6 и ТУК-13, успешно внедренной в деятельность Ростехнадзора.
- ▼ Библиотека радиационных характеристик ОЯТ сформирована на основе РБ-093-14.
- ▼ Принципы, подходы и методы, реализованные в информационной системе, можно будет использовать для решения аналогичных задач для других типов транспортных контейнеров (например, для контейнеров для ОЯТ исследовательских реакторов).

## Решение задач радиационной защиты на неструктурированных тетраэдрических сетках

#### Л.П.Басс, Н.И.Коконков, О.В.Николаева Институт Прикладной Математики им. М.В.Келдыша

#### В.С.Кузнецов РНЦ «Курчатовский Институт»

Преимущества неструктурированных сеток перед структурированными

Точное задание внутренних границ
 Возможность локального сгущения

пространственной сетки в подобластях



# Краевая задача для стационарного многогруппового уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов

# Стационарное многогрупповое уравнение переноса

$$\frac{\partial}{\partial \Omega} \Psi_{q}(\mathbf{r}, \Omega) + \sigma_{t,q}(\mathbf{r}) \Psi_{q}(\mathbf{r}, \Omega) = \sum_{p=1}^{Q} \int_{\Omega} \sigma_{s,p \to q}(\mathbf{r}, \Omega \cdot \Omega') \Psi_{p}(\mathbf{r}, \Omega') d\Omega' + \chi_{q}(\mathbf{r}) \frac{1}{k_{eff}} \sum_{p=1}^{Q} \nu \sigma_{f,p}(\mathbf{r}) \int_{\Omega} \Psi_{p}(\mathbf{r}, \Omega') d\Omega' + \alpha_{q} F(\mathbf{r}) \mathbf{r} \in G, \quad \Omega \in \Omega, \quad q = 1, ..., Q$$

$$\Psi_q(\mathbf{r}, \mathbf{\Omega})$$
 - плотность группового потока нейтронов  
 $F(\mathbf{r})$  - плотность источника нейтронов  
 $\alpha_q$  - спектр источника  
 $\sigma_{t,q}(\mathbf{r})$  - полное сечение  
 $\sigma_{s,p \to q}(\mathbf{r}, \mathbf{\Omega} \cdot \mathbf{\Omega}')$  - сечения рассеяния  
 $\chi_q(\mathbf{r})$  - доли спектра нейтронов деления  
 $\mathcal{V}\sigma_{f,p}(\mathbf{r})$  - сечение деления  
 $k_{eff}$  - коэффициент размножения нейтронов

#### Решаемые задачи

- 1. Задача замедления
- 2. Задача с делением
- 3.Задача расчета  $k_{eff}$

#### Краевые условия



Николаева О.В. и др.

#### Константы

Р<sub>N</sub> разложение по полиномам Лежандра для сечений рассеяния *N*(r)

$$\sigma_{s,p \to q}(\mathbf{r}, \mathbf{\Omega} \cdot \mathbf{\Omega}') \approx \sum_{|=0}^{N(\mathbf{r})} P_{|}(\mathbf{\Omega} \cdot \mathbf{\Omega}') \sigma_{s,p \to q,|}(\mathbf{r})$$



#### Константы

#### дискретное представление сечений рассеяния

$$\sigma_{s,p\to q}(\mathbf{r},\chi=\mathbf{\Omega}\cdot\mathbf{\Omega}')$$





сплайн – аппроксимация для сечения рассеяния

#### Константы



#### Библиотеки констант



полиномиальное и \_ \_ ENDFB-7.0 дискретное представления \_ \_ 47 n + 20 γ Автор – В.В.Синица



# Угловые сетки Карлсона для интегралов столкновений и потоков







#### Неструктурированные пространственные сетки



Николаева О.В. и др.

## Тетраэдрическая ячейка



## Сеточные алгоритмы

# Аппроксимация решения по пространственным переменным кусочно-линейными фунциями

Схема 4-го порядка аппроксимации



# Решение на грани

$$\overline{\Psi}(x',y') = \overline{\Psi}^0 + \overline{\Psi}^x \frac{x'-\overline{x}}{\sqrt{S}} + \overline{\Psi}^y \frac{y'-\overline{y}}{\sqrt{S}}$$

(x, y) центр грани *S* площадь грани

#### Решение внутри ячейки

$$\Psi(x, y, z) = \Psi^{0} + \Psi^{x} \frac{x - x_{0}}{\sqrt[3]{V}} + \Psi^{y} \frac{y - y_{0}}{\sqrt[3]{V}} + \Psi^{z} \frac{z - z_{0}}{\sqrt[3]{V}}$$

$$(x_{0}, y_{0}, z_{0})$$
 центр ячейки
$$V$$
 объем ячейки

#### Двухшаговый КР1 итерационный метод решения системы сеточных уравнений в одной энергетической группе

- $\hat{T} \Psi = \hat{S} \Psi + \mathbf{f}$  сеточные уравнения
- $\hat{T} \Psi^{n+1/2} = \hat{S} \Psi^n + \mathbf{f}$  первый шаг итерации

 $\mathbf{e}^{n+1/2} = \mathbf{\Psi} - \mathbf{\Psi}^{n+1/2}$  - ошибка приближения  $\hat{T} \mathbf{e}^{n+1/2} = \hat{S} \mathbf{e}^{n+1/2} + \hat{S}(\mathbf{\Psi}^{n+1/2} - \mathbf{\Psi}^n)$  - уравнение для ошибки

 $\Psi^{n+1} = \Psi^{n+1/2} + \Theta^{n+1/2}$  - второй шаг итерации  $\hat{\Psi}^{n+1/2}$  - поправка к решению  $\hat{M} \hat{T} \Theta^{n+1/2} = \hat{M} \hat{S} \Theta^{n+1/2} + \hat{M} \hat{S} (\Psi^{n+1/2} - \Psi^n)$  - уравнение для поправки к решению

Сокращение числа величин в  $\frac{M}{4} \frac{L_C N_{cell} + L_f N_{face}}{N_{cell} + N_{face}}$  раз  $N_{cell}$  - число ячеек  $N_{face}$  - число граней ячеек  $L_C$  - число моментов в ячейке - число моментов на грани M – число узлов угловой сетки  $L_f$ 

Уравнение для поправки решается методом подпространств Крылова.

Николаева О.В. и др.

# Двухуровневый алгоритм распараллеливания вычислений

верхний уровень – распараллеливание по пространственным подобластям, команды MPI;

нижний уровень - распараллеливание по направлениям, язык OpenMP.



## Структура программы. Входные и выходные величины

#### Структура программы РадугаТ



#### Входные данные

- 1. Файл, содержащий общие параметры задачи
  - **q** тип задачи
  - **q** номер расчетной схемы
- 2. Файл неструктурированной сетки (формат rad)
- 3. Файл констант (формат Fmacm)
- 4. Файл источника

#### Выходные величины

- I. Групповые скалярные потоки
  - і. во всех пространственных ячейках
  - іі. средние по подобластям-параллелепипедам
  - ііі. в выбранных пространственных точках
- II. Спектр утечки через внешнюю поверхность области
   III. k<sub>eff</sub>

### Результаты решения тестовых задач

# **Dog-Leg test**



Kobayashi K., Sugimura N., Nagaya Y. 3D radiation transport benchmark problems and results for simple geometries with void region // Progress in Nuclear Energy. 2001. V 39. № 2. P. 119-144

# Dog-Leg test. Сетки



# **Dog-Leg test-I**



Николаева О.В. и др.
## **Dog-Leg test –II**



## **Dog-Leg test - III**



### Эффективность итерационного метода.



Dog-Leg тест с очень плотным веществом вне канала

8990 ячеек-тетраэдров Квадратура Карлсона S<sub>12</sub> (168 узлов)

Номер конфигурации		1.1	1.2	1.3	2.1	2.2	2.3	3.1	3.2	3.3
σ <sub>t</sub> , см <sup>-1</sup>		0.5	0.5	0.5	1.0	1.0	1.0	1.5	1.5	1.5
$\sigma_{s}/\sigma_{t}$		0.9	0.95	0.99	0.9	0.95	0.99	0.9	0.95	0.99
σ <sub>s</sub> , см <sup>-1</sup>		0.45	0.475	0.495	0.9	0.95	0.99	1.36	1.425	1.485
Число итераций	без ускорения	139	209	456	188	282	639	228	330	752
	с ускорением	15	16	17	19	18	18	20	19	18
Отношение времени неускоренного и ускоренного счёта		4.1	5.4	9	4.7	7.1	12.7	5.7	8.2	15.8
Доля времени на расчет ускоряющей поправки		22%	20%	33%	11%	16%	29%	16%	19%	34%

### Эффективность алгоритма распараллеливания. Dog-Leg test



Николаева О.В. и др.

# Сравнение с экспериментальными данными и результатами расчетов по другим программам

### Эксперимент Трыкова





Сферическая геометрия Программа Радуга Число ячеек по радиусу – 300 Угловая сетка – S<sub>8</sub> (80 узлов)

(x,y,z) геометрия Программа РадугаТ Число ячеек – 4142 Угловая сетка – S<sub>8</sub> (80 узлов)

### Эксперимент Трыкова

Спектр утечки нейтронов с поверхности сборки, н/(МэВ сек)



# Схема транспортабельной установки ASPIS в полости "C" реактора NESTOR Совместно с



(x,y,z) геометрия, программа РадугаТ Число ячеек  $N_{cell}$  – 494592 Угловая квадратура - S<sub>8</sub> (80 узлов) Гибридный вычислительный кластер К-100, 3 узла по 12 ядер Шаг ячейки (см) d<sub>max</sub>=3.9, d<sub>mean</sub>=1.6, d<sub>min</sub>=0.034

> (r,z) геометрия, программа DORT Число ячеек  $N_z * N_r = 121*172 = 21054$ Угловая квадратура -  $S_{16}$  (144 узла) Шаг ячейки (см)  $d_{max}=2.5, d_{mean}=0.94, d_{min}=0.01$









Государственная корпорация «Росатом»

Акционерное общество РФ – ГНЦ ФЭИ имени А.И. Лейпунского

Э. Е. Петров, А.П. Пышко, В. А. Чернов, В.А. Хоромский, Т. В. Голашвили

#### ВЕРИФИКАЦИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ РЕПЕРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИЗМЕРЕНИЮ СПЕКТРОВ УТЕЧКИ НЕЙТРОНОВ С ПОВЕРХНОСТИ ШАРОВ ИЗ СВИНЦА С РАЗМЕЩЕННЫМ ВНУТРИ РАДИОНУКЛИДНЫМ ИСТОЧНИКОМ

Целью настоящей работы является всестороннее обоснование выполненных ранее макроскопических бенчмарк-экспериментов по определению энергетических распределений токов нейтронов, вылетающих с поверхности шаров из свинца с размещенным в центре радионуклидным источником <sup>252</sup>Cf. Такого рода данные используются при результирующем обосновании новых и улучшенных систем нейтронных констант.

Актуальность настоящей работы обусловлена тем, что свинец широко используется в ядерных технологиях, в частности, в качестве теплоносителя в реакторах на быстрых нейтронах, в качестве тяжелой компоненты защиты от гамма - излучения в ядерно-технических установках, при работе с радионуклидными источниками и др.

#### Схема эксперимента



#### Химический состав свинца

Элемент	% по весу	Элемент	% по весу	Элемент	% по весу
Bi	~1×10 <sup>-1</sup>	Co	<6×10 <sup>-4</sup>	V	<3×10 <sup>-4</sup>
Zn	<1×10 <sup>-2</sup>	Ni	<6×10 <sup>-4</sup>	Ti	<3×10 <sup>-4</sup>
Ba	<1×10 <sup>-2</sup>	Au	<6×10 <sup>-4</sup>	Al	<2.2×10 <sup>-4</sup>
Sb	<6×10 <sup>-3</sup>	Cd	5.5×10 <sup>-4</sup>	Mg	1.3×10 <sup>-4</sup>
Cu	$1.4 \times 10^{-3}$	Fe	5.6×10 <sup>-4</sup>	In	<1×10 <sup>-4</sup>
Cr	<1×10 <sup>-3</sup>	Te	<3×10 <sup>-4</sup>	Mn	≤3×10 <sup>-5</sup>
Ag	8×10 <sup>-4</sup>	Sn	$<3 \times 10^{-4}$		
Ca	7.7×10 <sup>-4</sup>	Мо	<3×10 <sup>-4</sup>		

Спектр нейтронов радионуклидного источника Cf-252, измеренный экспериментально

8

Е, МэВ

0

4

16

20

12

Средства измерения спектров нейтронов. Погрешности измерений

0.01-0.7 МэВ	СЭН2-02 с пропорциональным водородным счетчиком СНМ-38 размером : диаметр 30 мм, и высота 100 мм.	Погрешность интегрального потока составляет 10-15%	погрешность групповых потоков составляет от 10 до 30%
0.3-16 МэВ	однокристальный сцинтилляционный спектрометр на основе стильбена размером: диаметр 30 мм, высота 20 мм.	Погрешность интегрального потока составляет 10-15%	погрешность групповых потоков составляет от 10 до30%



MCNP	ENDF/B-VI, ENDF/B-VII

Петров Э.Е. и др.

Спектр тока нейтронов на поверхности шара из Pb Ø 20 см. Сравнение эксперимента и расчета по программам MCNP (ENDF/B-VI, ENDF/B-VII) и PO3-6.6 (БНАБ-78, БНАБ-93) в 28 групповой структуре БНАБ



Петров Э.Е. и др.

234

Спект тока нейтронов на поверхности шара из Pb Ø 40 см. Сравнение эксперимента и расчета по программам MCNP (ENDF/B-VI, ENDF/B-VII) и РОЗ-6.6 (БНАБ-78, БНАБ-93) в 28 групповой структуре БНАБ



Петров Э.Е. и др.

Спектр тока нейтронов на поверхности шара из Pb Ø 60 см. Сравнение эксперимента и расчета по программам MCNP (ENDF/B-VI, ENDF/B-VII) и РОЗ-6.6 (БНАБ-78, БНАБ-93) в 28 групповой структуре БНАБ



Петров Э.Е. и др.

Спектр утечки нейтронов с поверхности шара из Pb Ø 60 см. Сравнение эксперимента и расчета по программам MCNP (ENDF/B-VI, ENDF/B-VII) в энергетической разбивке эксперимента



Петров Э.Е. и др.

- 1. Для свинцовой сферы диаметром 20 см экспериментальные и расчетные результаты по интегральной утечке нейтронов с поверхности шара различаются в пределах 3%, для сферы диаметром 40 см в пределах 7% и для сферы диаметром 60 см в пределах 7%.
- 2. Для всех случаев диаметров свинцовых сфер различия экспериментальных и расчетных данных для большинства энергетических групп нейтронов лежат в пределах заявленных экспериментальных погрешностей.
- 3. В результате проведенного сопоставительного анализа было выявлено, что последние версии нейтронных констант БНАБ-93 и ENDF/B-VII по сравнению с их предшественниками являются более совершенными, т.к. результаты, полученные с их помощью, лучше согласуются с рассмотренными экспериментальными данными.
- 4. Выполненный анализ подтверждает достоверность рассмотренных экспериментальных данных, а полученное согласие между расчетом и экспериментом дает основание для присуждения им статуса верифицированных.



Государственная корпорация «Росатом»

Государственный научный центр РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского

### МЕТОД РАСЧЕТА ТОКА КОНТРИБУТОНОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ «ЧЕРНОГО ТЕЛА» В ЗАДАЧАХ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КЯЭУ

Ехлаков И.А., <u>Пышко А.П.,</u> (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск, Россия)

эл. почта: firefly1248@mail.com; pyshko@ippe.ru

10-й Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» 22-25 сентября 2015 г. Области использования ЯЭУ, где необходима минимизация массогабаритных характеристик радиационной защиты

Космическая ядерная энергетика

Морская ядерная энергетика

Обеспечение электрической и тепловой энергией объектов, расположенных в северных труднодоступных и удалённых районах РФ, в условиях отсутствия централизованного электроснабжения и путей сообщения В задачах оптимального профилирования радиационной защиты ЯЭУ космического назначения используется распределение токов контрибутонов

$$C(\stackrel{\Gamma}{r}) = \iint_{\Delta\Omega\Delta E} (\stackrel{\Gamma}{n}(\stackrel{\Gamma}{r}), \stackrel{I}{\Omega}) \times \Phi(\stackrel{\Gamma}{r}, \stackrel{I}{\Omega}, E) \times \Phi^{+}(\stackrel{\Gamma}{r}, \stackrel{I}{\Omega}, E) \cdot d\Omega \cdot dE$$
(1)

Функционал (доза, флюенс, и т.п.), который определяется сопряженным источником Q+ вычисляется по соотношению:

$$F(Q^{+}) = \int_{\Delta S} C(r) \times dS$$
 (2)

S - произвольная замкнутая поверхность, окружающая источник или детектор (область, в которой рассчитывается интересующий функционал)

Решение прямого и сопряженного уравнений переноса нейтронов и фотонов, а также расчет токов контрибутонов реализован в программном комплексе РАПИД в двумерной (цилиндрической) геометрии и использовался в ФЭИ начиная с 1995 года



Способ расчета распределения тока контрибутонов с использованием понятия «черного тела»



«Черное тело»:

В МК-кодах – геометрические зоны (ячейки) нулевой «ценностью» В кодах, использующих методы дискретных ординат – физические зоны с аномально большим полным сечением и нулевым сечением рассеяния

# Профилирование слоя легкого компонента радиационной защиты ЯЭДУ мегаваттного класса



### Выполнение условий по допустимым радиационным нагрузкам на защищаемых объектах

№ защищаемого объекта	F/Fd, F – флюенс нейтронов, Fd – допустимый флюенс нейтронов				
	Непрофилированный слой		Профилированный слой		
1	0.16		0.20		
2	0.20		0.22		
3	0.196		0.21		
4	2.28		1.0		
5	1.09		1.0		
6	1.33		0.92		

По сравнению с равномерным профилем, выигрыш в массе составил ~1%

Пышко А.П. и др.

# Профиль защиты объема, находящегося в неравномерном поле гамма-излучения



Искался максимум гамильтониана:

$$H(v,x) = 2 \cdot \pi \cdot R^2 \cdot \psi \cdot C(x) \cdot e^{-\Sigma \cdot v} - \frac{2 \cdot \pi}{3} \cdot \gamma \cdot \left[ (R+v)^3 - R^3 \right]$$

По сравнению с равномерным профилем, выигрыш в массе составил 53%

- 40 - 30 - 20

Z, cm



Предложенный способ вычисления токов контрибутонов может быть использован при оптимизации радиационной защиты ядерных энергетических установок практически любого назначения



### Подготовка benchmark экспериментов для верификации программных средств расчётов радиационной защиты

Е.А.Трусова, В.П.Васюхно, О.Ф.Дикарева



Х Юбилейная Российская научная конференция Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

Обнинск 2015

# Критерии, приближающие эксперимент к классу benchmark:

- Детальное описание источника, защитной композиции, методов и средств измерений; погрешностей результатов измерений;
- Наличие расчетных моделей в двухмерной и трехмерной геометриях;
- Согласование результатов расчетов с экспериментальными данными;

 Согласие результатов измерений композиций между собой.



ОА «Ордена Ленина НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля»

### Принципиальная схема защитного эксперимента на реакторе ИР-50



KMOT

3



ОА «Ордена Ленина НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля»

4

### Активная зона ИР-50



# Картограмма активной зоны ИР-50

Распределение источников нейтронов по осям Z и Y в а.з. и на баке реактора

### Расчетная модель для трехмерной геометрии

ОА «Ордена Ленина НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля»



1 – активная зона; 2 – вода+алюминий; 3 – полиэтилен; 4 – вода; 5 – тяжелый бетон; 6 – сталь; 7 – воздух



5
## Расчетная модель для двухмерной геометрии

ОА «Ордена Ленина НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля»



1 – активная зона; 2 – вода+алюминий; 3 – полиэтилен; 4 – вода; 5 – тяжелый бетон; 6 – сталь; 7 – воздух



6



№пп	Наименование композиции	Материалы композиции	Толщина композиции
1	Малоуглеродистая сталь	Сталь 3	130 см
2	Нержавеющая сталь	Сталь 12Х18Н9Т	64 см
3	Графит	Графит (1,72 г/см3 и 1,67 г/см3)	165 см
4	Вода	Вода	160 см
5	Макет из ЖВЗ, гидрида лития, свинца, гидрида титана борированного (ГТБ)	Сталь 3 (10см), оргстекло (8см), гидрид лития (40см), свинец (12см), ГТБ (30см)	100 см
6	Макет из ЖВЗ, гидрида лития, урана и ГТБ	Сталь 3 (10см), оргстекло (8см), гидрид лития (40см), обедненный уран (7см), ГТБ (30см)	95 см
7	Макет из ЖВЗ, гидрида титана компактного (ГТК), свинца и ГТБ	Сталь 3 (10см), оргстекло (8см), ГТК (40см), свинец (12 см), ГТБ (30см)	100
8	Макет из ЖВЗ, ГТК, урана и ГТБ	Сталь 3 (10см), оргстекло (8см), ГТК (40см), обедненный уран (7см), ГТБ (30см)	95

Ιστ

## Композиция из малоуглеродистой стали

Pаспределение скорости реакции <sup>27</sup>Al(n,α)



) Распределение скорости реакции <sup>237</sup>Np(n,f)



8

## Композиция из малоуглеродистой стали

) Распределение скорости реакции <sup>197</sup>Au(n,γ)



Э Распределение мощности дозы гамма-излучения



9

## Композиция из нержавеющей стали

) Распределение скорости реакции <sup>197</sup>Au(n, γ)

**NOT** 



Pаспределение скорости реакции <sup>115</sup>In(n,n')



## Композиция из графита

Pаспределение скорости реакции <sup>115</sup>In(n,n')



Распределение мощности дозы гамма-излучения





## 12

# Композиция с водой

) Распределение скорости реакции 55Mn(n, γ)



) Распределение скорости реакции 115In(n,n')



Трусова Е.А. и др.

<u>13</u>

# Композиция из ЖВЗ, гидрида лития, свинца и ГТБ

) Распределение скорости реакции <sup>115</sup>In(n,n')



Распределение мощности

дозы гамма-излучения



# Общие выводы:

- Проведен поиск защитных экспериментов;
- На базе экспериментальных данных созданы модели для расчетов радиационных функционалов;
- Наблюдается хорошее согласие расчетных и экспериментальных данных;
- Большинство результатов расчётов согласуются с результатами измерений в пределах 15%;
- Описания экспериментов можно считать достаточно полными.

# ЧИСЛЕННЫЙ АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ПРОХОЖДЕНИЮ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ЧЕРЕЗ СФЕРИЧЕСКИЕ ОДНОМЕРНЫЕ МАКЕТЫ ИЗ РАЗЛИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Э.Е. Петров<sup>1</sup>, А. П. Пышко<sup>1</sup>, В.А. Чернов<sup>1</sup>, <u>В.А. Хоромский<sup>1</sup>,</u> Т.В. Голашвили<sup>2</sup> <sup>1</sup>ГНЦ РФ - ФЭИ, г. Обнинск <sup>2</sup>ГОНЦД НИЯУ МИФИ, г. Москва



х юбилейная Российская научная конференция Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях



Эксперименты по прохождению излучения через макеты простых геометрий 1. Аттестация программных средств 2.Тестирование и подтверждение констант

Большое количество базовых экспериментов было выполнено в ФЭИ группой Трыкова Л.А. В ходе экспериментальных исследований рассмотрены следующие материалы:

H20, H20+B, D20, Li, Be, Al, Na, Cr, Fe, Fe+H20, Ni, Cu, Zr, Nb. Mo, Pb, Bi, Th-232, U-235, U-238.

В качестве источников нейтронов использовались :

Cf-252, Pu-Be, Pu-B, генератор 14-MeV.



х Юбилейная Российская научная конференция Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

Хоромский В.А. и др.



## Обобщенная схема эксперимента

Хоромский В.А. и др.



# Общая характеристика результатов экспериментов

Материал макета	Диаметры шаров, см	Тип источника	Количество групп по энергии	Энергетический интервал, МэВ
	22	<sup>252</sup> Cf	73	0.01÷15
Уран		<sup>238</sup> Pu-Be	73	0.01÷15
обедненный 18.7 г/см <sup>3</sup>		<sup>238</sup> Pu-B	73	0.01÷15
Никель 8.91 г/см <sup>3</sup>	50	<sup>252</sup> Cf	100	0.015÷17
	40	<sup>252</sup> Cf	13	0.01÷14.5
Железо	60	<sup>252</sup> Cf	107	0.01÷17
<b>7.86г/см</b> <sup>3</sup>		<sup>238</sup> Pu-Be	102	0.01÷11
	100	<sup>252</sup> Cf	13	0.01÷14.5
Courses 11.2	20	<sup>252</sup> Cf	12	0.01÷14
Свинец 11.3 г/см <sup>3</sup>	40	<sup>252</sup> Cf	12	0.01÷14
T CM	60	<sup>252</sup> Cf	62	0.02÷16
Хром (дробь)	70	<sup>252</sup> Cf	10	0.01÷14
2,8 г/см <sup>3</sup>		<sup>238</sup> Pu-Be	10	0.01÷14



х Юбилейная Российская научная конференция Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях Хоромский В.А. и др.



## Спектрометрия

Для измерения спектров нейтронов в диапазоне 0.01 - 0.7 МэВ использовался спектрометр нейтронов СЭН2-02 с пропорциональным водородным счетчиком СНМ-38 размером Ø30xh=100 мм.

Для измерения спектров нейтронов в диапазоне 0.3-16 МэВ использовался однокристальный сцинтилляционный спектрометр на основе кристалла стильбена размерами Ø30x20 мм.

В зависимости от энергии нейтронов погрешности измерения спектров с учетом статистической составляющей равны:

(10÷100)кэВ — 5÷30% (в зависимости от формы спектра и соотношения потоков нейтронного и γ-излучения);

100кэВ÷5МэВ — 5÷10%;

выше 5 МэВ — 10÷30%.

#### Расчетные программы и константы:

MCNPENDF/B-VI.6 , ENDF/B-VII.0 (B-VII.1), JEFF-3.1.2 , JENDL-4.0, РОСФОНДPO3-6.6БНАБ-78 и БНАБ-93 и BUGLE-96



х Юбилейная Российская научная конференция Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях Хоромский В.А. и др.



#### Сравнение по свинцу



#### Сравнение по свинцу (продолжение)



#### Сравнение по обедненному урану



2.2 -

Pu-Be

#### Сравнение по железу



Хоромский В.А. и др.

#### Сравнение по железу (продолжение)



Хоромский В.А. и др.

271

10

Fe,  $\sigma_{tot}$ 

cross section plot

10-1

orange (very)

#### Сравнение по железу (продолжение)



#### Сравнение по никелю



1. Результаты простых бенчмарков в сферической геометрии могут быть использованы при обосновании изменений в библиотеках констант.

2. Результаты простых бенчмарков для элементов с сильной резонансной структурой сечений (как у железа или никеля) могут быть использованы только в широких энергетических группах, как например группы БНАБ.



х Юбилейная Российская научная конференция Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях Хоромский В.А. и др.







ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

# РАСЧЕТ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЙ МЕТОДОМ ИТЕРАЦИЙ «ВЕСОВЫХ ОКОН» В ПРОЕКТЕ АСММ 100 кВт

С.В. Чернов, А.В. Сонько, В.А. Хоромский

ГНЦ РФ – ФЭИ, Обнинск, Россия

## Гибридные схемы

На базе приближенной оценки детерминистическим методом получаем распределение границ «весовых окон». Возможные варианты:

• по сопряженному решению (задачи с детектором):

$$w(p, E, \overset{\Gamma}{x}) \sim \frac{1}{\varphi^+(p, E, \overset{\Gamma}{x})}$$

• по прямому решению (задачи расчета полей):

$$w(p, E, \dot{x}) \sim \varphi(p, E, \dot{x}) \qquad \qquad w(p, E, \dot{x}) \sim \frac{\langle \varphi(p, E, \dot{x}) k(p, E) \rangle_{p, E}}{k(p, E)}$$

Трудности расчетной схемы:

- появление «длинных историй» при завышенной оценке ценности
- падение эффективности понижения дисперсии при заниженной оценке

## Расчетная модель реактора АСММ 100 кВт



#### Алгоритм расчета:

1) прямой расчет с оценкой FMESH;

2) реконструкция поля, генерация «весовых окон» по данным FMESH:

3) расчет с «весовыми окнами» и оценкой FMESH;

далее - повторяем п.2,3 до достижения требуемой точности

#### Программа расчетов:

1) расчет распределения плотности потока быстрых нейтронов с отсечкой (CUTOFF) по энергии ниже 0,1 МэВ разбивка по энергии отсутствует

2) расчет распределения мощности поглощенной дозы гаммаизлучения

En>0,1 MəB	En<0,1 MəB	Ер>3 МэВ	Ер<3 МэВ
30	2	10	0,5

Расчет проводится на 8-ядерной ЭВМ на базе Xeon Harpertown с 8 Гб ОЗУ

# Расчет распределения плотности потока быстрых нейтронов (E>0,1 МэВ)



Прямой расчет, 24 ч

Реконструкция

1-ая итерация, 24 ч

2-ая итерация, 4 ч

# Расчет распределения плотности потока быстрых нейтронов (E>0,1 МэВ) (окончание)



## Расчет распределения мощности поглощенной дозы гаммаизлучения









Прямой расчет, 4 ч

1-ая итерация, 11 ч 2-ая итерация, 24 ч 3-я итерация, 72 ч Общее время счета: **111 ч**, с нейтронами: **205 ч** 

## Сравнение результатов расчетов по кодам МСЛР и КАСКАД



#### Программная реализация: пакет MESHMOD

#### FLUXCHG

Модуль обмена данными между кодами в гибридной схеме и дополнительного процессинга

MCNP5\_MESHMOD

Конвертер комбинаторной геометрии в формате MCNP в дискретную в формате MIXMAP

## Заключение

На примере расчета ACMM представлены возможности методики итераций «весовых окон» в расчетах полей излучений при обосновании радиационной защиты.

Основные показатели расчетной схемы – сочетание высокой точности метода Монте-Карло с простотой реализации, высокой скоростью и устойчивостью счета.

Программная реализация в виде пакета MESHMOD позволяет провести тестирование методики на базе кода MCNP.