

Таблица 1. Уравнения зависимости эффективности регистрации радиометра от диаметра измеряемого трубопровода

Кривая на рис. 3, 4	Диаметр трубопровода d , мм	Вид уравнения
Отложение урана на ближней стенке трубопровода		
1	Свыше 10 до 80	$\epsilon = 0,03 - 2,6 \cdot 10^{-4} d$
2	Свыше 80 до 200	$\epsilon = 0,0007 - 3 \cdot 10^{-5} d$
3	Свыше 200 до 350	$\epsilon = -0,0007 + 1 \cdot 10^{-4} d$
4	Свыше 350	$\epsilon = 3,1 \cdot 10^{-2}$
Отложение урана по всей поверхности трубопровода		
1	Свыше 10	$\epsilon = 0,03 \cdot \exp(-d/33) + 0,0014 - 2,7 \cdot 10^{-6} d$

ρ_d . Как видно, при массовой поверхностной плотности более $0,05 \text{ г/см}^2$ они согласуются с декларированными значениями в пределах $\pm 7\%$. Увеличение относительного отклонения при поверхностной плотности менее $0,05 \text{ г/см}^2$ объясняется сложностью равномерного нанесения урана на имитатор отложения.

Таким образом, эффективность регистрации радиометра типа МКС-АТ117М при измерении в контактной геометрии зависит от диаметра трубопровода и угла раствора коллиматора. Применение кода MCNP 4B позволяет рассчитать эффективность регистрации радиометра отложений урана с погрешностью не хуже 10%.

Таблица 2. Расчетная поверхностная плотность урана в имитаторах отложений ПО «Маяк»

Характеристика	$\rho_{\text{д}}$, г/см ²	$\rho_{\text{у}}$, г/см ²	Θ , %
Имитатор размером 7×7 см	0,02	0,024	20
	0,05	0,056	12
	0,15	0,157	5
	0,3	0,32	7
Труба диаметром, мм: 50	0,05	0,057	14
	0,15	0,16	7
	0,3	0,311	4
200	0,02	0,024	18
	0,05	0,051	2
	0,15	0,155	3
	0,3	0,306	2

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Правила** ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла НП-063—05. М., 2005.
2. **Основные** правила учета и контроля ядерных материалов НП-030—12. М., 2012.
3. **Руководство** по эксплуатации дозиметр—радиометр МКС-АТ1117. М., 2009 (Атомтех).
4. **MCNP** — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Ver. 4B. LA-12625-M, 1997.
5. **Азбука** КОМПАС-3D. Учеб. пособие. Санкт-Петербург, 2010.

Поступило 30.07.13

В окончательной редакции 29.04.14

УДК 539.16:621.039

ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКЦИИ $^{158}\text{Gd}(n, \gamma)^{159}\text{Gd}$

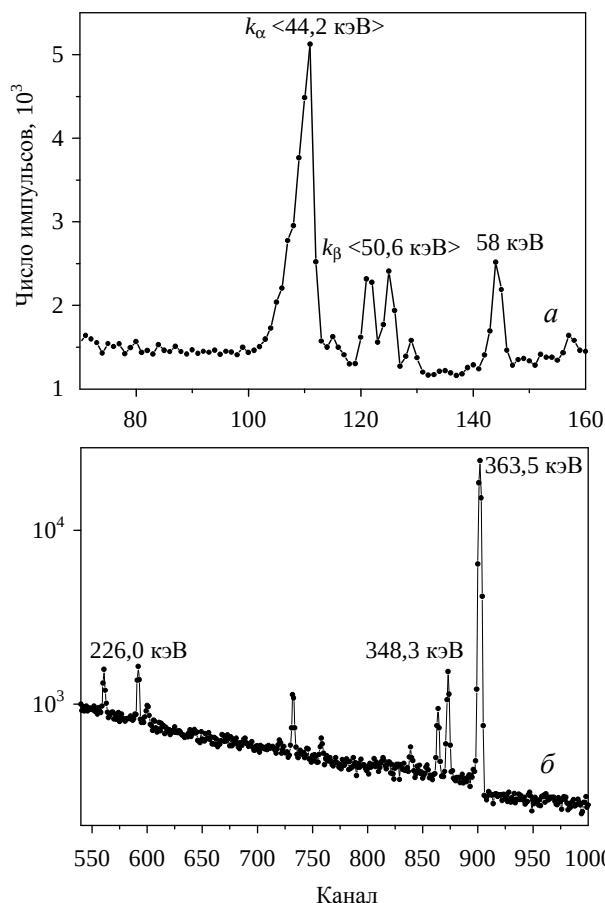
Алалем Е.А., Демин В.М., Камнев В.А., Трошин В.С. (НИЯУ МИФИ, г. Москва)

Ядерные реакции на основе изотопов гадолиния актуальны при нейтронно-активационных измерениях, спектрометрических исследованиях в полях нейтронов ядерно-физических установок и в области нейтрон-захватной терапии. Это требует уточнения, расчета и анализа физических характеристик реакции по данным разных библиотек.

Гадолиний имеет семь стабильных изотопов, %: ^{152}Gd 0,20, ^{154}Gd 2,18, ^{155}Gd 14,8, ^{156}Gd 20,47, ^{157}Gd 15,65, ^{158}Gd 24,84, ^{160}Gd 21,86. Основной реакцией активации является захват нейтронов на ^{158}Gd — $^{158}\text{Gd}(n, \gamma)^{159}\text{Gd}$. Период полураспада ^{159}Gd $18,479 \pm 0,004$ ч. Сопутствующими реакциями явля-

ются $^{160}\text{Gd}(n, \gamma)^{161}\text{Gd}$ (период полураспада ^{161}Gd 3,66 мин) и (n, p) -реакции на изотопах гадолиния. Однако вклад этих реакций при времени выдержки ~ 2 ч в суммарную активацию крайне незначителен.

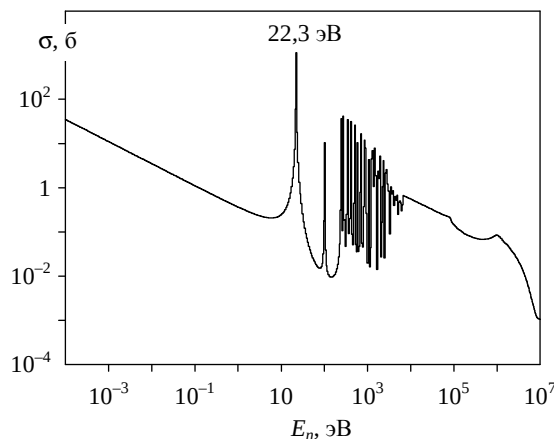
Основные характеристики реакции — энергетическая зависимость сечений, их интегральные характеристики и квантовый выход фотонов ^{159}Gd на распад. Сечения реакции представлены в современных библиотеках данных ENDF/B-7.1, JEFF-3.1.1 (сечения и квантовый выход), JEFF-3.0/A, EAF-2010, JENDL-4.0, CENDL-3.1, РУСФОНД-2010, TENDL-2012 (сечения), доступ к которым осуществлялся с помощью программы JANIS 3.4, а также библиотеки NuDat 2.6 (квантовый выход).



Р и с. 2. Аппаратурный спектр ^{159}Gd в диапазоне энергии 28—64 (а), 220—400 кэВ (б)

эффективность регистрации по пику полного поглощения на выбранном счетном расстоянии; $\eta(E_i)$ — квантовый выход фотонов.

При измерении активности детектора, содержащего гадолиний, по пику полного поглощения от фо-



Р и с. 3. Сечение реакции $^{158}\text{Gd}(n, \gamma)^{159}\text{Gd}$ из библиотеки TENDL-2012

тонов энергией 363,5 кэВ поправка $k_{\text{сум}} = 1$. Для другой энергии она рассчитывается по специальной программе, реализующей ранее разработанный авторами метод расчета этих поправок.

Поправки рассчитываются по формулам [4]

$$k_{\text{сн}} = \frac{\mu_{\text{эф}} d}{1 - \exp(-\mu_{\text{эф}} d)}; \quad k_{\Delta t} = \frac{\lambda \Delta t}{1 - \exp(-\lambda \Delta t)},$$

где $\mu_{\text{эф}} = \mu \ln \cos \theta / (\cos \theta - 1)$ — эффективный массовый коэффициент ослабления фотонов в веществе детектора; μ — коэффициент ослабления фотонов (табл. 3); $\cos \theta = \sqrt{h_{\text{эф}}^2 / (h_{\text{эф}}^2 + D^2/4)}$; $h_{\text{эф}}$ — положение эффективного центра регистрации в выбранной системе координат отсчета расстояния от источника до детектора спектрометра (определяется расчетом или в эксперименте); D — диаметр детектора фотонов; d — массовая толщина детектора.

Т а б л и ц а 2. Характеристики сечений реакции $^{158}\text{Gd}(n, \gamma)^{159}\text{Gd}$

σ_0 , б	$g(293,6 \text{ К})$	$I(0,5 \text{ эВ})$, б	Источник
Оценка по экспериментальным данным			
$2,5 \pm 0,5$	—	80 ± 15	[2]
$2,2 \pm 0,2$	1,0009	73 ± 7	[3]
Расчет по сечению реакции			
2,503	1,0005	62,77	EAF-2010
2,503	1,0002	62,77	JEFF-3.0/A
2,501	1,0009	62,77	JEFF-3.1.2
2,497	1,0009	63,66	CENDL-3.1
2,201	1,0010	71,81	JENDL-4.0
2,203	1,0009	68,12	ENDF/B-7.1
2,203	1,0009	68,10	РУСФОНД-2010
2,204	1,0003	68,14	TENDL-2012

Т а б л и ц а 3. Массовый коэффициент ослабления фотонов ^{159}Gd в детекторе из металлического гадолиния

E , кэВ	μ , см ² /мг
$K_{\alpha} <44,22>$	$5,032 \cdot 10^{-3}$
$K_{\beta} <50,58>$	$1,808 \cdot 10^{-2}$
58,0	$1,264 \cdot 10^{-2}$
226,0	$4,048 \cdot 10^{-4}$
348,3	$1,792 \cdot 10^{-4}$
363,5	$1,679 \cdot 10^{-4}$

При измерении характеристик реакторных полей используются коэффициенты, учитывающие самоэкранирование тепловых и резонансных нейтронов [5]. Первые рассчитывают аналитическим методом, вторые — методом Монте-Карло (табл. 4, 5).

Таблица 4. Коэффициенты, учитывающие
самозранивание тепловых нейтронов

Толщина детектора по элемен- ту, мг/см ²	Температура максвелловских нейтронов, К				
	300	325	350	375	400
Изотропное поле					
0,2	0,9184	0,9203	0,9219	0,9233	0,9246
0,4	0,8643	0,8672	0,8698	0,8721	0,8741
0,6	0,8202	0,8239	0,8272	0,8301	0,8327
0,8	0,7823	0,7866	0,7905	0,7939	0,7970
1,0	0,7488	0,7537	0,7580	0,7619	0,7653
1,2	0,7188	0,7241	0,7289	0,7331	0,7369
1,4	0,6916	0,6973	0,7024	0,7069	0,7109
1,6	0,6668	0,6727	0,6781	0,6828	0,6871
1,8	0,6438	0,6501	0,6557	0,6606	0,6651
2,0	0,6226	0,6291	0,6348	0,6400	0,6447
Мононаправленное поле					
0,2	0,9800	0,9806	0,9811	0,9815	0,9819
0,4	0,9608	0,9618	0,9628	0,9636	0,9644
0,6	0,9421	0,9437	0,9451	0,9463	0,9474
0,8	0,9241	0,9262	0,9280	0,9296	0,9310
1,0	0,9067	0,9092	0,9114	0,9133	0,9150
1,2	0,8898	0,8937	0,8953	0,8975	0,8996
1,4	0,8735	0,8768	0,8797	0,8822	0,8845
1,6	0,8858	0,8623	0,8645	0,8674	0,8699
1,8	0,8423	0,8463	0,8498	0,8530	0,8557
2,0	0,8274	0,8317	0,8355	0,8389	0,8420

Сильное поглощение максвелловских нейтронов обусловлено ^{155,157}Gd. Поэтому при облучении детекторов без поглощающего тепловые нейтроны фильтра можно использовать только «тонкие» детекторы. Кроме того, при облучении совместно с другими детекторами тепловых нейтронов детектор с гадолинием будет влиять на их физические характеристики.

Реакция ¹⁵⁸Gd(n, γ) ¹⁵⁹Gd может быть рекомендована для практического применения при исследовании полей нейтронов активационным методом.

Таблица 5. Коэффициенты, учитывающие
самозранивание резонансных нейтронов

Толщина детектора по элементу, мг/см ²	K _p	Толщина детектора по элементу, мг/см ²	K _p
Изотропное поле			
0,5	0,993	9,5	0,960
1,5	0,989	12,0	0,951
2,5	0,985	14,5	0,944
3,5	0,981	17,0	0,937
4,5	0,976	19,5	0,931
7,0	0,967	22,0	0,925
Мононаправленное поле			
0,5	1,000	9,5	0,992
1,5	0,999	12,0	0,989
2,5	0,998	14,5	0,987
3,5	0,987	17,0	0,985
4,5	0,996	19,5	0,983
7,0	0,994	22,0	0,980

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Helmer R., Davidson J., Gehrke R. Gamma-Ray Spectrum Catalogue. Ge and Si Detector Spectra. Fourth Edition. 1998 Update. CD-ROM.
2. Gryntakis E., Cullen D., Mundy G. Thermal neutron capture cross-sections and infinite dilution resonance integrals. — In: Handbook on Nuclear Activation Data. Techn. Rep. Ser. № 273. Vienna: IAEA, 1987, p. 199.
3. Mughabghab S. Thermal Neutron Capture Cross Sections Resonance Integrals and G-Factors, INDC(NDS)-440, 2003.
4. Брискман Б.А., Генералова В.В., Крамер-Агеев Е.А., Трошин В.С. Внутрореакторная дозиметрия. Практическое руководство. М.: Энергоатомиздат, 1985. 138 с.
5. Ярына В.П., Григорьев Е.И., Тарновский Г.Б. Методические указания. Государственная система обеспечения единства измерений. Характеристики реакторных нейтронных полей. Методика нейтронно-активационных измерений. МИ 1393-86. ВНИИФТРИ. М., 1986.

Поступило в Редакцию 28.11.13