

А. А. Загороднюк, С. В. Корнеев

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –
Сосны Национальной академии наук Беларуси, Минск, Беларусь*

**РАЗРАБОТКА КОМПЬЮТЕРНОЙ МОДЕЛИ ГЕРМАНИЕВОВОГО ДЕТЕКТОРА
И ПОЛУЧЕНИЕ МОДЕЛЬНЫХ СПЕКТРОВ
СТАНДАРТНЫХ ОБРАЗЦОВ УРАНА U_3O_8 SRM-969**

Аннотация. Проведено компьютерное моделирование гамма-спектров ядерных материалов, измеренных при помощи полупроводникового детектора из особо чистого германия ORTEC GEM25P4-70. В качестве источников гамма-излучения использовались стандартные образцы SRM-969, представляющие собой цилиндрические емкости фиксированного объема, выполненные из алюминиевого сплава (aluminum alloy 6061), заполненные мелкодисперсным порошком оксида урана (U_3O_8) с различной концентрацией ^{235}U . Определены продукты распада из цепочек радиоактивных превращений изотопов урана ^{235}U и ^{238}U , которые дают наибольший вклад в гамма-спектр оксида урана (U_3O_8). Разработана методика, позволяющая сопоставить результаты измерений с модельными спектрами. Соответствие измеренных спектров модельным спектрам производилось путем сравнения площадей пиков полного поглощения для энергий 185 и 1001 кэВ, наиболее часто используемых в гамма-спектрометрии для определения обогащения урана. Выбранные параметры модели детектора и источника позволили описать измеренные гамма-спектры с погрешностью не хуже 6 % в площадях пиков полного поглощения в энергетическом диапазоне 150–1100 кэВ. Разработанная модель позволяет получить модельные гамма-спектры различных делящихся материалов при условии наличия сведений об изотопном составе, квантовом выходе гамма-линий для каждого изотопа, активности делящегося материала. Данные модельные спектры могут быть использованы при разработке методик выполнения измерений и тестировании программного обеспечения в области ядерной спектроскопии. Наиболее вероятное применение компьютерной модели – получение модельных спектров для контроля обогащения ядерного топлива и математическая калибровка гамма-спектрометра для неразрушающего анализа ядерных материалов различных конструкций и различного химического и изотопного состава.

Ключевые слова: компьютерное моделирование, ядерное топливо, гамма-спектр, полупроводниковый детектор, оксид урана, Монте-Карло

Для цитирования. Загороднюк, А. А. Разработка компьютерной модели германиевого детектора и получение модельных спектров стандартных образцов урана U_3O_8 SRM-969 / А. А. Загороднюк, С. В. Корнеев // Вест. Нац. акад. наук Беларуси. Сер. физ.-техн. наук. – 2017. – № 3. – С. 92–100.

A. A. Zaharadniuk, S. V. Korneyev

Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Belarus

**DEVELOPMENT OF A GERMANIUM DETECTOR COMPUTER MODEL
AND OBTAINING MODEL SPECTRA OF STANDARD URANIUM U_3O_8 SRM-969 SAMPLES**

Abstract. Computer modeling was carried out for gamma-ray spectra of nuclear materials, which were measured by using a semiconductor high-purity germanium detector ORTEC GEM25P4-70. The standard SRM-969 samples were used as sources of gamma radiation, which are cylindrical tanks of fixed volume, made of aluminum alloy 6061, filled with a dispersed uranium oxide powder (U_3O_8) with different concentrations of ^{235}U . The products from radioactive decay chains are determined for uranium isotopes ^{235}U and ^{238}U , which give the main contribution to the gamma spectrum of uranium oxide (U_3O_8). A technique that makes it possible to compare the results of measurements with model spectra is developed. The correlation of the measured spectra to the model spectra was made by comparing the areas of the total absorption peaks for energies of 185 keV and 1001 keV, which are often used in gamma spectrometry to determine uranium enrichment. The selected parameters of the model and the source of the detector allowed to describe the measured gamma-ray spectra with an accuracy of better than 6 % at the total areas of the absorption peaks in the energy range 150–1100 keV. The developed model makes it possible to obtain the model of gamma spectra of various fissile materials, provided that there are the data available about the isotopic composition, the quantum yield of gamma lines for each isotope, and the activity of fissile material. These model spectra can be used for the development of measurement techniques and software testing in the field of nuclear spectroscopy.

Keywords: computer modeling, nuclear fuel, gamma-ray spectrum, semiconductor detector, uranium oxide, Monte-Carlo

For citation. Zaharadniuk A. A., Korneyev S. V. Development of a germanium detector computer model and obtaining model spectra of standard uranium U_3O_8 SRM-969 samples. *Vestsi Natsyyanal'nai akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-technichnykh navuk = Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2017, no. 3, pp. 92–100 (in Russian).

Введение. Основными радиоактивными материалами, использующимися в атомной энергетике, являются ^{235}U и ^{238}U . Данные элементы применяются в качестве топлива для атомных электростанций в виде таблеток, состоящих из прессованного порошка оксида урана UO_2 . Для ВВЭР-1000 используются топливные таблетки следующего обогащения: 1,6 – 2,0 – 2,4 – 3,0 – 3,6 – 4,0 – 4,4 – 5 % [1].

Для контроля соответствия обогащения широко используется гамма-спектрометрический метод. Измеряя гамма-спектр делящегося материала, по наличию определенных спектральных линий, а также по соотношению площадей пиков полного поглощения для данных линий можно установить точный изотопный состав и концентрацию отдельных радиоактивных элементов [2].

Для целей планирования измерений обогащения радиоактивных материалов, а также тестирования программного обеспечения, применяемого для гамма-спектрометрии, целесообразно использование компьютерного моделирования гамма-спектров исследуемых образцов [3].

Целью данной работы является компьютерное моделирование гамма-спектров формируемых при распаде элементов делящегося материала оксида урана U_3O_8 с различными обогащениями (0,71 %; 1,94 %; 2,96 %; 4,46 %), которые близки к характеристикам используемого топлива в ядерных энергетических реакторах типа ВВЭР при помощи программы MCNP.

Используемые в данной работе стандарты на основе U_3O_8 имеют спектр практически идентичный гамма-спектру образцов на основе UO_2 , которые используются в качестве топлива на АЭС, имеющего тот же изотопный состав [4].

Моделирование гамма-спектров. Для тестирования математической модели гамма-спектрометра были измерены спектры образцовых спектрометрических источников гамма-излучения и спектры стандартных образцов SRM-969 на основе оксида урана U_3O_8 с различным обогащением. Для получения реперных спектров использовался германиевый детектор ORTEC GEM25P4-70. Основные характеристики детектора приведены в табл. 1.

Таблица 1. Характеристики детектора ORTEC GEM25P4-70

Table 1. Characteristics of the ORTEC GEM25P4-70 detector

Параметр детектора	Численное значение
Количество каналов	8192
Разрешение (по линии ^{60}Co 1,33 МэВ), кэВ	1,67
Относительная эффективность (1,33 МэВ), %	25
Диаметр кристалла, мм	51,5
Длина кристалла, мм	74,7

Была создана компьютерная модель, соответствующая реальному спектрометру. Для градуировки энергетической шкалы и определения необходимых характеристик компьютерной модели спектрометра использовались спектры образцовых спектрометрических источников гамма-излучения.

Была разработана компьютерная модель объемного источника с делящимся материалом. Определены геометрия измерения и состав нуклидов, входящих в источник. Спектр объемного источника рассчитывался с использованием созданной компьютерной модели спектрометра по программе MCNP.

На заключительном этапе было проведено сравнение спектров, полученных в ходе эксперимента и спектров, полученных при моделировании. Сравнение произведено по соотношению между характерными пиками: 185 кэВ для ^{235}U и 1001 кэВ для ^{238}U .

Выбор нуклидов источника. Изотопы ^{235}U и ^{238}U , входящие в состав делящегося материала, испытывают самопроизвольный распад. В результате их распада образуются радиоактивные

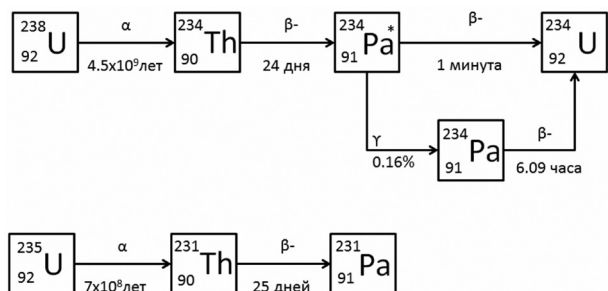


Рис. 1. Цепочки распада при вековом равновесии

Fig. 1. Decay chains at a secular equilibrium

дочерние продукты, которые вносят свой вклад в формирование измеряемого гамма-спектра. Таким образом, при моделировании гамма-спектров необходимо учитывать наличие дочерних продуктов распада.

В процессе создания и обогащения делящегося материала нарушается вековое равновесие между материнскими и дочерними нуклидами в цепочках распада. При этом нуклиды, следующие за ^{231}Th , и нуклиды, следующие за ^{234}Pa , для цепочек ^{235}U и ^{238}U соответственно, практически отсутствуют в делящемся материале и дают малый вклад в спектр гамма-излучения. Оставшиеся нуклиды сравнительно быстро приходят в состояние векового равновесия: 7 сут для цепочки ^{235}U , 180 сут для цепочки ^{238}U . В данном состоянии удельные активности каждого из элементов в цепочке одинаковы. Исходя из сказанного можно сделать вывод, что при моделировании спектра делящегося материала, необходимо использовать следующие элементы: ^{235}U , ^{231}Th для цепочки распада ^{235}U и ^{238}U ^{234}Th , $^{234\text{m}}\text{Pa}$, ^{234}Pa для цепочки распада ^{238}U [5]. Окончательный вид цепочек распада при условии векового равновесия представлен на рис. 1.

Сравнение экспериментальных и модельных спектров. Гамма-спектрометрический метод измерения активности нуклидов в делящемся материале основан на регистрации испущенных радиоактивным элементом фотонов при помощи полупроводникового детектора. Прямо измеряемой величиной является количество импульсов в пиках полного поглощения, измеренных в соответствующих каналах спектрометра. Косвенно измеряемой величиной является скорость счета импульсов в пиках полного поглощения. Удельная активность нуклида рассчитывается по формуле [11]

$$A = \frac{n}{\varepsilon I_{\gamma} m}, \quad (1)$$

где A – удельная активность нуклида, Бк/кг; n – скорость счета в пике полного поглощения, импульс/с; ε – эффективность регистрации гамма-квантов; I_{γ} – квантовый выход фотона на одно деление; m – масса нуклида, кг.

Спектр, моделируемый при помощи программы MCNP, нормируется на одну испущенную частицу. Для его сопоставления с измеренным спектром, необходимо использовать нормировочные коэффициенты, учитывающие количества нуклидов ^{235}U и ^{238}U в образцовых источниках. В качестве нормировочных коэффициентов используется суммарное количество гамма-квантов данного нуклида, вылетевших из источника за время измерения. Все нуклиды в источнике находятся в вековом равновесии, поэтому, преобразуя равенство (1), можно получить выражение для определения количества испущенных гамма-квантов

$$N = nt = AI_{\gamma}\varepsilon mt, \quad (2)$$

где A – удельная активность начального нуклида цепочки, Бк/кг; N – количество испущенных фотонов в пике полного поглощения; ε – абсолютная эффективность регистрации гамма-квантов; I_{γ} – суммарный квантовый выход фотонов на одно деление; m – масса начального нуклида цепочки, кг; t – время набора спектра, с.

Далее можно найти коэффициент соотношения между массами нуклидов, либо, пользуясь вековым равновесием, смоделировать спектр каждого нуклида по отдельности, после чего путем сложения спектров получить окончательный результат моделирования.

Разработка компьютерной модели детектора. Детектор представляет собой кристалл цилиндрической формы сверхчистого германия, помещенный в алюминиевый корпус. На расстоянии 10 см от торца детектора расположен калибровочный источник гамма-излучения. Схематическое изображение детектора представлено на рис. 2.

Для учета энергетической зависимости уширения пиков полного поглощения, была использована стандартная функция [7]:

$$FWHM(E) = a + b\sqrt{E + cE^2}, \quad (3)$$

где $FWHM$ – ширина пика на полувысоте, МэВ; E – энергия пика полного поглощения, МэВ; a, b, c – параметры, определяемые из эксперимента.

Чтобы определить неизвестные параметры в выражении (3) и энергетическую градуировку, использовались спектры, измеренные с помощью спектрометрических источников ^{137}Cs , ^{60}Co . Обработка спектров проводилась по программе Gamma Vision [10]. Для определения неизвестных параметров a, b, c была составлена система из трех нелинейных уравнений. Установлено, что численное решение данной системы сильно зависит от начальных условий. После нескольких итераций получены значения, наиболее близко лежащие к точному решению системы уравнений. Энергетическая градуировка шкалы была выполнена по трем точкам сопоставлением номера канала известной энергии пика калибровочного источника. Активности, спектральные линии образцовых источников, а также рассчитанные величины a, b, c представлены в табл. 2. Сравнение результатов моделирования с эталонными спектрами для ^{137}Cs и ^{60}Co отражено на рис. 3.

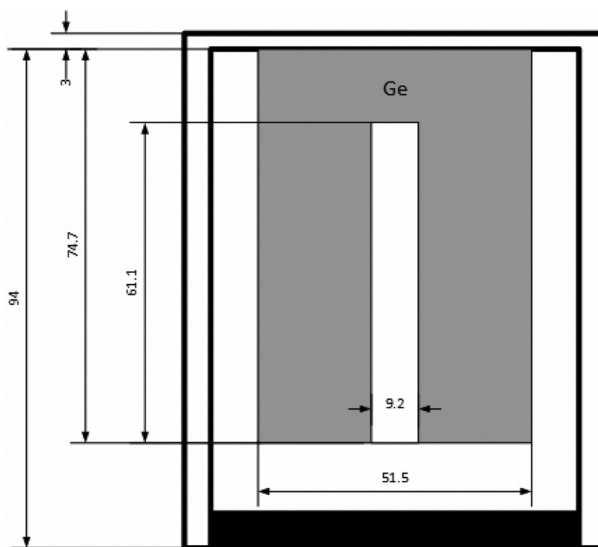


Рис. 2. Схематическое изображение детектора
Fig. 2. Schematic view of the detector

Таблица 2. Основные характеристики источников
Table 2. Main characteristics of the sources

Характеристика источника	Форма и состав источника	
	точечный источник ^{137}Cs	точечный источник ^{60}Co
Активность, Бк	104 076	65 887
$FWHM$, кэВ	1,33 (пик 661,62)	1,62 (пик 1173,2) 1,74 (пик 1332,5)
a	0,00052	
b	0,00101	
c	0,000829	

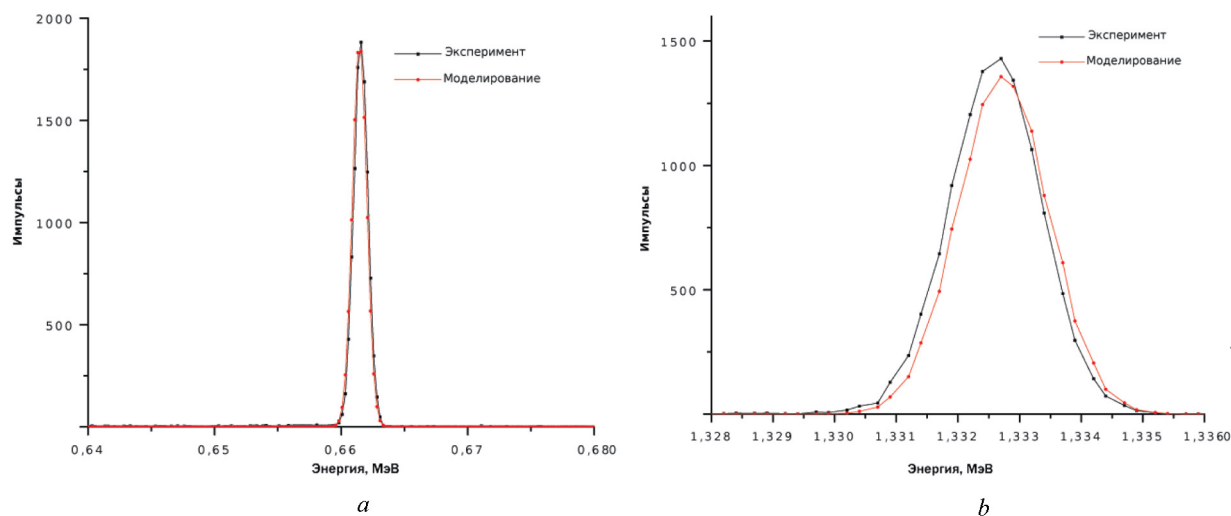


Рис. 3. Сравнение измеренного и рассчитанного спектра: a – ^{137}Cs для пика 661,62 кэВ; b – ^{60}Co для пика 1332,5 кэВ
Fig. 3. Comparison of the measured and calculated spectrum: a – ^{137}Cs for 661.62 keV peak; b – ^{60}Co for 1332.5 keV peak

Энергетический сдвиг пиков не превышает 100 эВ для ^{137}Cs и 12, 250 эВ для ^{60}Co (1173,2 кэВ и 1332,5 кэВ соответственно), а отношение площадей пиков дает погрешность, не превышающую 5 % для ^{137}Cs , 3 % и 3,5 % для ^{60}Co (1173,2 кэВ и 1332,5 кэВ соответственно), что находится в пределах погрешности детектора. Энергетическая шкала детектора имеет слабую нелинейность, описываемую полиномом

$$E = a_1 + a_2 C + a_3 C^2, \quad (4)$$

где E – энергия, кэВ; C – номер канала детектора; a_1, a_2, a_3 – коэффициенты разложения полинома.

Коэффициенты в выражении (4) зависят от градуировки шкалы и в общем случае различны для различных энергетических градуировок. Для энергетической шкалы 0–2 МэВ, разбитой на 8192 канала, были определены следующие коэффициенты разложения: $a_1 = 0,037811$ кэВ; $a_2 = 0,124993$ кэВ*канал $^{-1}$; $a_3 = -0,0000000014337$ кэВ*канал $^{-2}$.

Для градуировки по эффективности использовались значения площадей в пиках полного поглощения эталонных источников (табл. 3) [11]

$$\varepsilon = \frac{N}{AI_\gamma\tau}, \quad (5)$$

где A – удельная активность нуклида, Бк/кг; N – площадь в пике полного поглощения, импульс; ε – эффективность регистрации гамма-квантов для данного пика полного поглощения; I_γ – квантовый выход фотона на одно деление для данного канала распада; τ – время набора спектра, с.

Эффективность компьютерной модели и эффективность реального спектрометра аппроксимировались полиномами второй степени (коэффициенты разложения полинома представлены в табл. 3)

$$\varepsilon(E) = b_1 E^2 + b_2 E + b_3, \quad (6)$$

где E – энергия в пике полного поглощения, КэВ; b_1, b_2, b_3 – коэффициенты разложения полинома.

Было установлено, что значение эффективности компьютерной модели $\varepsilon_{\text{model}}$ отличается от эффективности реального спектрометра $\varepsilon_{\text{detector}}$ при заданной энергии E . Для учета отличия в эффективностях компьютерной модели и реального спектрометра была составлена функция, численно равная отношению эффективностей, аппроксимированных полиномами при данной энергии,

$$r(E) = \frac{\varepsilon_{\text{detector}}(E)}{\varepsilon_{\text{model}}(E)}, \quad (7)$$

где $\varepsilon_{\text{detector}}$ – эффективность регистрации реального спектрометра; $\varepsilon_{\text{model}}$ – эффективность регистрации модели.

С учетом формулы (7) используемый для нормировки модели детектора коэффициент равен

$$N = AI_\gamma \varepsilon m r(E) t. \quad (8)$$

Таблица 3. Эффективность модели и реального спектрометра

Table 3. The efficiency of the model and the real spectrometer

Энергия в пике, КэВ	Эффективность детектора, $\varepsilon_{\text{detector}}$	Эффективность модели, $\varepsilon_{\text{model}}$
<i>Расчетная эффективность</i>		
661,62	0,002443	0,002644
1173,2	0,00166	0,001642
1332,5	0,001527	0,001502
<i>Коэффициенты полинома</i>		
$b_1, 10^{-9}$	1,034	1,606
$b_2, 10^{-6}$	3,427	4,905
b_3	0,004258	0,005186

Модель источника. Источник гамма излучения SRM-969 [8] представляет собой алюминиевую цилиндрическую емкость, заполненную мелкодисперсным порошком оксида урана с формулой U_3O_8 . Основные характеристики источников приведены в табл. 4. Источник размещен соосно детектору на расстоянии 30 см от торца. Схематическое изображение источника и его расположение относительно детектора представлено на рис. 4.

Таблица 4. Основные характеристики источников
Table 4. Main characteristics of the sources

Параметр	Источник SRM 969-071	Источник SRM 969-194	Источник SRM 969-295	Источник SRM 969-446
Обогащение, %	0,71	1,94	2,95	4,46
Масса U_3O_8 , г	200	200	200	200
Плотность U_3O_8 , г/см ³	5,2	5,2	5,2	5,2
Диаметр, мм	70,0	70,0	70,0	70,0
Высота, мм	20,8	20,8	20,8	15,8
Толщина стенки емкости, мм	4,5	4,5	4,5	4,5
Толщина дна емкости, мм	1,999	1,999	1,999	1,999

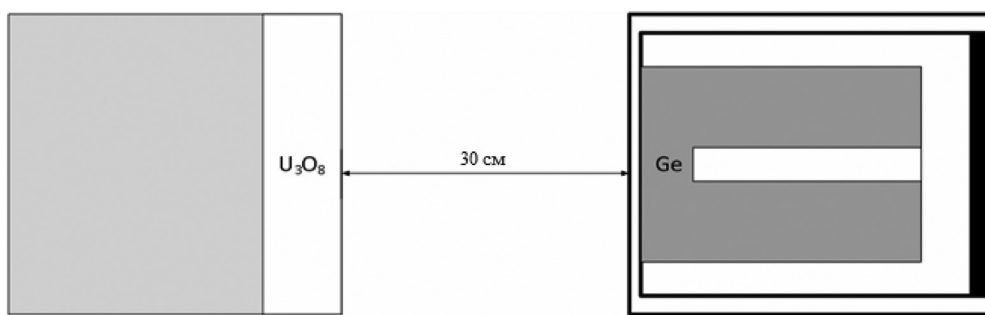


Рис. 4. Расположение источника SRM-969 относительно детектора
Fig. 4. Location of the SRM-969 source with respect to the detector

Конечный модельный спектр является суммой спектров нуклидов, находящихся в вековом равновесии, которые получаются при распаде изотопов урана [9].

Для сравнения модельных расчетов с экспериментально измеренными спектрами были выбраны пики (185 и 1001 кэВ), используемые в гамма-спектрометрии для определения обогащения урана [2, 7]. На рис. 5–8 представлено сравнение областей спектров соответствующих указанным энергиям.

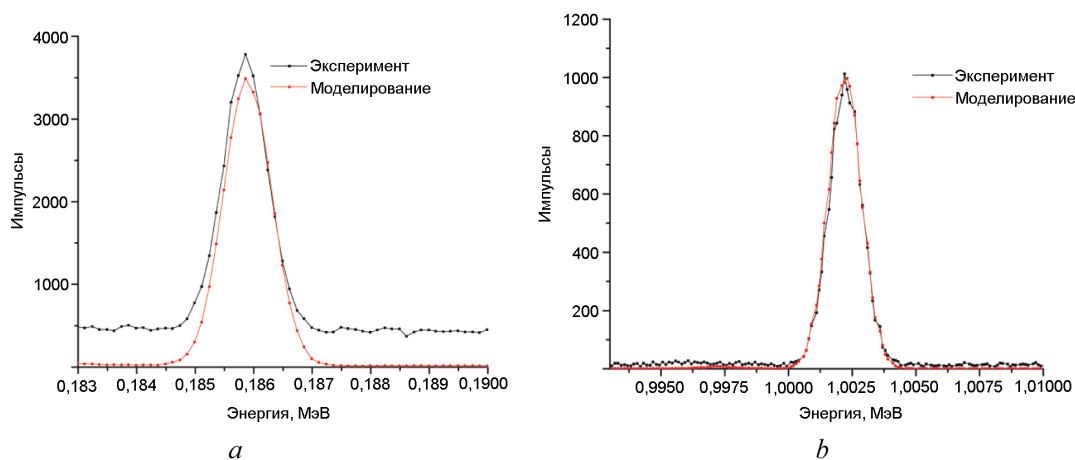


Рис. 5. Сравнение измеренного и рассчитанного спектра объемного источника с обогащением 0,71 %: *a* – для пика 185,7 кэВ; *b* – для пика 1001 кэВ

Fig. 5. Comparison of the measured and calculated spectrum of the volumetric source with enrichment of 0.71 %: *a* – for 185.7 keV peak; *b* – for 1001 keV peak

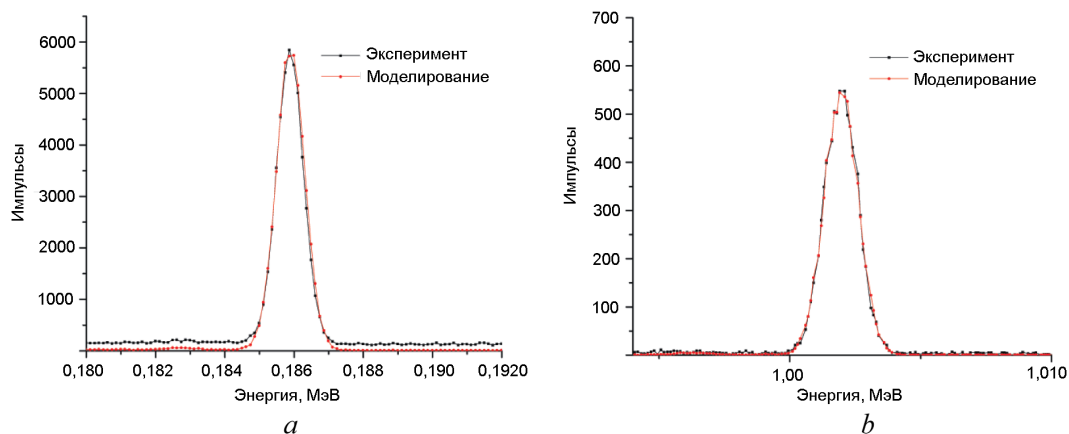


Рис. 6. Сравнение измеренного и рассчитанного спектра объемного источника с обогащением 1,94 %: *a* – для пика 185,7 кэВ; *b* – для пика 1001 кэВ

Fig. 6. Comparison of the measured and calculated spectrum of the volumetric source with enrichment of 1.94 %: *a* – for 185.7 keV peak; *b* – for 1001 keV peak

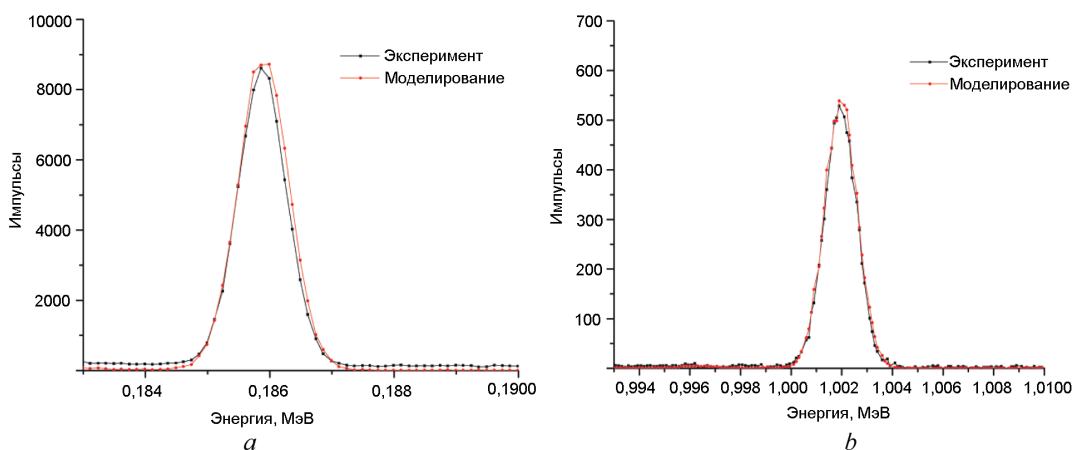


Рис. 7. Сравнение измеренного и рассчитанного спектра объемного источника с обогащением 2,95 %: *a* – для пика 185,7 кэВ; *b* – для пика 1001 кэВ

Fig. 7. Comparison of the measured and calculated spectrum of the volumetric source with enrichment of 2.95 %: *a* – for 185.7 keV peak; *b* – for 1001 keV peak

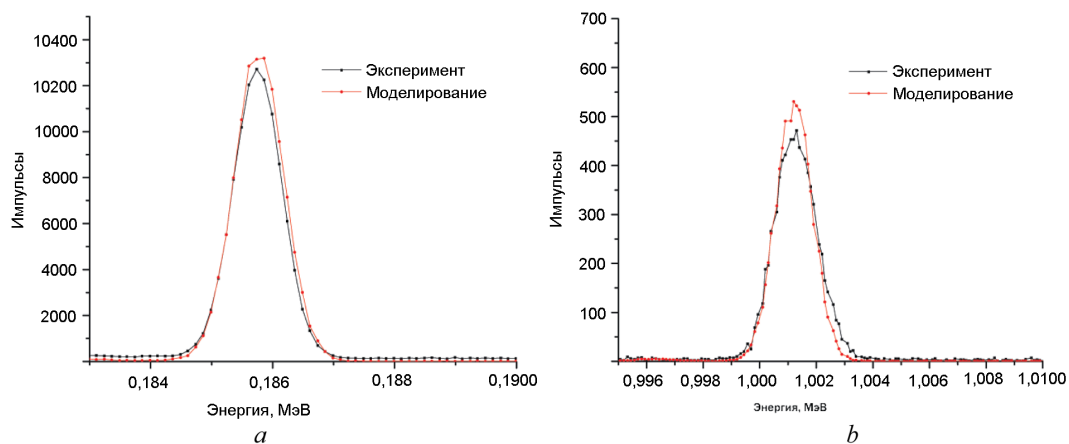


Рис. 8. Сравнение измеренного и рассчитанного спектра объемного источника с обогащением 4,46 %: *a* – для пика 185,7 кэВ; *b* – для пика 1001 кэВ

Fig. 8. Comparison of the measured and calculated spectrum of the volumetric source with enrichment of 4.46 %: *a* – for 185.7 keV peak; *b* – for 1001 keV peak

Сравнение площадей выбранных пиков полного поглощения эксперимента и модели, представлено в табл. 5.

Таблица 5. Сравнение площадей измеренных и модельных пиков полного поглощения

Table 5. Comparison of the areas of measured and model peaks of total absorption

Обогащение	Энергия пика, КэВ	$S_{\text{эксперимент}}$	S_{MCNP}	$S_{\text{эксперимент}}/S_{\text{MCNP}}$	$\epsilon, \%$
0,71 %	185,7	23 780	26 227	0,90	10 %
	1001,0	12 900	12 957	0,96	4 %
1,94 %	185,7	45 288	47 088	0,96	4 %
	1001,0	6613	6612	0,99	1 %
2,95 %	185,7	68 753	73 267	0,94	6 %
	1001,0	6266	6545	0,96	4 %
4,46 %	185,7	103 683	110 630	0,94	6 %
	1001,0	6454	6596	0,98	2 %

Заклучение. Разработана модель детектора гамма-излучения для расчетов по программе MCNP; с использованием модели получены спектры делящегося материала оксида урана-диурана U_3O_8 различного обогащения. Данные спектры хорошо согласуются с экспериментальными спектрами, измеренными на спектрометре с полупроводниковым германиевым детектором ORTEC GEM25P4-70. Максимальное отклонение площади выбранного пика полного поглощения не превышает 6 %. Большое отклонение $\epsilon = 10 \%$ в пике полного поглощения 185,7 кэВ для обогащения 0,71 % связано с влиянием фонового излучения.

Разработанная модель объемного источника позволяет при единичном моделировании получать спектры делящегося материала оксида урана U_3O_8 для различных концентраций.

Математическая модель гамма-спектрометра может быть использована для генерирования тестовых спектров при разработке методик определения обогащения и тестирования существующего программного обеспечения для неразрушающего анализа ядерных материалов при измерении образцов различных геометрий и изотопного состава. Полученная модель позволяет определять эффективности регистраций для количественного анализа ядерных материалов.

Список использованных источников

1. Андрушечко, С. А. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 / С. А. Андрушечко, А. М. Афров, Б. Ю. Васильев. – М.: Логос, 2010. – 604 с.
2. Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов / Д. Райлли [и др.]. – М.: Бинум, 2000. – 703 с.
3. David A. Anthony. Background and source term identification in active neutron interrogation methods: Ms. phys. and math. sci. thesis [Electronic Resource]. – Department of the Air Force Air University. Air Force Institute Of Technology, 2011. – Access mode: <http://www.dtic.mil/get-tr-doc/pdf?AD=ADA539486>. – Access date: 19 January 2017.
4. Uranium oxides investigated by X-ray absorption and emission spectroscopies / M. Magnuson [et al.] // Appl. Surf. Sci. – 2006. – Vol. 252. – P. 5615–5618.
5. Фролов, В. В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ / В. В. Фролов. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 184 с.
6. Ebaid, Y. Y. Use of gamma-ray spectrometry for uranium isotopic analysis in environmental samples / Y. Y. Ebaid // Rom. J. Phys. – 2010. – Vol. 55, N 1. – P. 69–74.
7. Briesmeister, J. F. MCNP-A general monte Carlo N-particle Transport Code (Version 4C) [Electronic Resource] / J. F. Briesmeister. – Los Alamos National Laboratory, 2000. – Access mode: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M>. – Access date: 19 January 2017.
8. Stewart, J. E. Guide to Nondestructive Assay Standards: Preparation Criteria, Availability, and Practical Considerations [Electronic Resource] / J. E. Stewart, S. T. Hsue, T. E. Sampson. – Los Alamos National Laboratory, 1997. – Access mode: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13340-MS>. – Access date: 19 January 2017.

9. DeLynn, C. U235: A Gamma Ray Analysis Code for Uranium isotopic Determination [Electronic Resource] / C. DeLynn. – Lawrence Livermore National Laboratory, 1997. – Access mode: <https://www.osti.gov/scitech/servlets/purl/310887>. – Access date: 19 January 2017.
10. Gamma Vision Gamma-Ray Spectrum Analysis MCA Emulator [Electronic Resource]. – Oak Ridge, Tennessee, 2012. – Access mode: <https://www.ortec-online.com/-/media/ametektortec/manuals/a66-mnl.pdf>. – Access date: 19 January 2017.
11. Евсеев, В. Р. Активность, удельная активность и объемная активность гамма-излучающих радионуклидов в счетных образцах технологических сред АЭС. Методика выполнения измерений с использованием полупроводниковых спектрометров энергий гамма-излучения / В. Р. Евсеев, Е. П. Богданова // Сб. докл. VIII Междунар. науч.-техн. конф. «Метрология и измерительная техника». – Харьков, 2012. – С. 546–549.

References

1. Andrushechko S. A., Afrov A. M., Vasil'ev B. Iu. *Nuclear power plant with PWR-1000 reactor*. Moscow, Logos Publ., 2010. 440 p. (in Russian).
2. Reilly D., Ensslin N., Smith H., Kreiner S. *Passive Nondestructive Assay of Nuclear Materials*. Moscow, Binom Publ., 2000. 703 p. (in Russian).
3. David A. Anthony. *Background and source term identification in active neutron interrogation methods*. Ms. phys. and math. sci. thesis. Department of the Air Force Air University. Air Force Institute Of Technology, 2011. Available at: <http://www.dtic.mil/get-tr-doc/pdf?AD=ADA539486> (accessed 19 January 2017).
4. Magnuson M., Butorin L., Werme L., Ivanov K., Guo G. Uranium oxides investigated by X-ray absorption and emission spectroscopies. *Applied Surface Science*, 2006, vol. 252, pp. 5615–5618. Doi: 10.1016/j.apsusc.2005.12.131
5. Frolov V. V. *Nuclear methods of controlling of fissile materials*. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989. 184 p. (in Russian).
6. Ebaid Y. Y. Use of gamma-ray spectrometry for uranium isotopic analysis in environmental samples. *Romanian Journal of Physics*, 2010, vol. 55, no. 1, pp. 69–74.
7. Briesmeister J. F. *MCNP-A general monte Carlo N-particle Transport Code (Version 4C)*. Los Alamos National Laboratory, 2000. Available at: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13709-M> (accessed 19 January 2017).
8. Stewart J. E., Hsue S. T., Sampson T. E *Guide to Nondestructive Assay Standards: Preparation Criteria, Availability, and Practical Considerations*. Los Alamos National laboratory, 1997. Available at: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-13340-MS> (accessed 19 January 2017).
9. DeLynn C. U235: A Gamma Ray Analysis Code for Uranium isotopic Determination. Lawrence Livermore National Laboratory, 1997. Available at: <https://www.osti.gov/scitech/servlets/purl/310887> (accessed 19 January 2017).
10. *Gamma Vision Gamma-Ray Spectrum Analysis MCA Emulator*. Oak Ridge, Tennessee, 2012. Available at: <https://www.ortec-online.com/-/media/ametektortec/manuals/a66-mnl.pdf> (accessed 19 January 2017).
11. Evseev V. R., Bogdanova E. P. Activity, specific activity and volumetric activity of gamma-emitting radionuclides in countable samples of technological environments of nuclear power plants. Method of performing measurements using semiconductor gamma-ray energy spectrometers. *Sbornik докладov VIII Mezhdunarodnoi nauchno-tekhnicheskoj konferentsii "Metrologiya i izmeritel'naya tekhnika"* [Collected papers of the VIII International Scientific and Technical Conference "Metrology and measuring technics"]. Kharkov, 2012, pp. 546–549 (in Russian).

Информация об авторах

Загороднюк Алексей Александрович – инженер лаборатории физики ядерных реакторов, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (ул. Академика Красина, 99, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: fiz.zagorodnAA@bsu.by

Корнеев Сергей Владимирович – заведующий сектором ядерной безопасности и измерений ядерных материалов, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (ул. Академика Красина, 99, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: s.korneyev@sosny.bas-net.by

Information about the authors

Aliaksei A. Zaharadniuk – Engineer, Laboratory of Physics of Nuclear Reactors, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (99, Academician Krasin Str., 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: fiz.zagorodnAA@bsu.by

Sergey V. Korneyev – Head of the Nuclear Safety and Nuclear Materials Measurement Sector, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (99, Academician Krasin Str., 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: s.korneyev@sosny.bas-net.by