

УДК 539.1.074.3

## IN SITU ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЯ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ

**Д.В. Кутний, С.А. Ванжа, Г.В. Зима, В.А. Михайлов, А.В. Мазиллов, И.Г. Гончаров**

*Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»  
61108, г. Харьков, ул. Академическая, 1  
E-mail: [d\\_kutniy@kipt.kharkov.ua](mailto:d_kutniy@kipt.kharkov.ua)*

Received 14 July 2011, accepted 10 October 2011

Рассмотрены основные преимущества и технические возможности гамма-спектрометрии в режиме «реального времени» с программным обеспечением ISOCS. Проведены экспериментальные исследования по измерению активности радиоактивных источников с использованием гамма-спектрометра на базе сцинтилляционного детектора NaI(Tl) и программного обеспечения ISOCS. Показано, что гамма-спектрометрическая система с программным обеспечением ISOCS является наилучшей альтернативой существующему на сегодняшний день в Украине аналогичному оборудованию для решения ключевых задач экспрессного количественного анализа радиоактивных материалов.

**КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА:** гамма-спектрометрия, программное обеспечение ISOCS, сцинтилляционный детектор, радионуклид, активность.

**IN SITU GAMMA -SPECTROMETRY OF RADIOACTIVE MATERIALS**  
**D.V. Kutniy, S.A. Vanzha, G.V. Zyma, V.A. Mykhailov, A.V. Mazilov, I.G. Goncharov**  
*National Science Center «Kharkov Institute of Physics and Technology»*

*61108, Kharkov, Akademicheskaya str., 1*

The basic advantages and technical opportunities of gamma -spectrometry in "real- time» mode with software ISOCS are viewed. Experimental researches on measuring activity of radioactive sources using gamma-spectrometer on the basis of scintillation detector NaI (Tl) and software ISOCS are carried out. It is shown, that gamma-spectrometer system with software ISOCS is the best alternative existing for today in Ukraine to similar equipment for solving the key problems of an express quantitative analysis of radioactive materials.

**KEYWORDS:** gamma -spectrometry, software ISOCS, scintillation detector, radionuclide, activity.

**IN SITU ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЯ РАДИОАКТИВНИХ МАТЕРІАЛІВ**  
**Д.В. Кутній, С.О. Ванжа, Г.В. Зима, В.О. Михайлов, О.В. Мазілов, І.Г. Гончаров**  
*Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут»*

*61108, м. Харків, вул. Академічна, 1*

Розглянуті основні переваги та технічні можливості гамма-спектрометрії в режимі «реального часу» з програмним забезпеченням ISOCS. Проведені експериментальні дослідження з вимірювання активності радіоактивних джерел з використанням гамма-спектрометра на базі сцинтиляційного детектора NaI(Tl) та програмного забезпечення ISOCS. Показано, що гамма-спектрометрична система з програмним забезпеченням ISOCS є найкращою альтернативою існуючому на сьогоднішній день в Україні аналогічному обладнанню для розв'язання ключових задач експресного кількісного аналізу радіоактивних матеріалів.

**КЛЮЧОВІ СЛОВА:** гамма-спектрометрія, програмне забезпечення ISOCS, сцинтиляційний детектор, радіонуклід, активність.

Эффективный мониторинг окружающей среды, а также количественный контроль состава радионуклидов в ядерном топливе и радиоактивных отходах остаются актуальными задачами во всем мире, включая и Украину, обладающую крупномасштабной ядерной промышленностью. Использование высокочувствительных методов неразрушающего анализа радиоактивных материалов дает возможность решать указанные задачи (от контроля технологических процессов на ядерных объектах и до обнаружения незаявленной деятельности), что особенно актуально в связи с растущими угрозами ядерного распространения и терроризма [1].

Методы неразрушающего анализа радиоактивных материалов можно условно разделить на два вида: дозиметрические и спектрометрические. Спектрометрические детекторы позволяют идентифицировать радионуклиды, выполнить количественные измерения, имеют низкие пороги обнаружения (~ 0,002 Бк/г по удельной активности для  $^{40}\text{K}$ ;  $^{226}\text{Ra}$ ;  $^{232}\text{Th}$ ) и широкий динамический диапазон (от 10 нЗв/ч до 10 мЗв/ч). Таким образом, спектрометрия предоставляет практически полную информацию об образцах и качестве результатов измерений и является в большинстве случаев, наиболее предпочтительным методом неразрушающего анализа.

*In situ* гамма-спектрометрия является эффективным и достаточно точным методом измерения радионуклидов как в точечных источниках излучений, так и на больших площадях исследуемых территорий, в объемах продукции, сырья и материалов [2-5]. Стандартные методы измерений активности обычно включают в себя: сканирование исследуемых объектов дозиметрическими (не спектрометрическими) приборами; отбор множества репрезентативных проб; подготовка проб для анализа; лабораторный гамма-анализ. Эти методы зачастую требуют значительных временных и трудовых затрат, а фактически дают информацию только об

активности радионуклидов в отобранных пробах. Применение *In situ* гамма-спектрометрии позволяет проводить измерения в режиме «реального времени» и определять интегральную активность радионуклидов в исследуемом объекте.

Основной целью экспериментальных исследований было выяснение возможности использования гамма-спектрометрической системы на базе сцинтилляционного детектора и программного обеспечения ISOCS для экспрессного количественного анализа радиоактивных материалов.

### ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Одной из важнейших задач в области радиационного контроля источников ионизирующих излучений является неразрушающие измерения массы радионуклидов в сложных матрицах и гетерогенных отходах, как в твердой, так и в жидкой фазах. Актуальность такой постановки задачи объясняется следующими основными причинами:

1. Необходимость определения количества радионуклида в отходах разных форм и различного элементного состава (для целей учета и контроля, ядерной и радиационной безопасности).

2. Большая трудоемкость и малая достоверность методов отбора проб для некоторых видов отходов и технологических растворов.

Количественный гамма-спектрометрический анализ устанавливает однозначное соотношение между данными полученного гамма-спектра и массой радиоактивного материала, являющегося источником измеряемого излучения. При радиоактивном распаде определенного радионуклида испускаются гамма-кванты с энергиями, характерными для данного радиоактивного источника. Взаимодействие гамма-квантов в материале детектора происходит по различным механизмам, и энергетический спектр является суммой вкладов всех этих эффектов, а наиболее интенсивные его линии (пики фотоэлектрического поглощения) идентифицируют измеряемый радионуклид.

Наибольший интерес с точки зрения неразрушающего анализа радиоактивных материалов представляют радионуклиды с энергетическими спектрами гамма-излучений в диапазоне от 60 кэВ до 1,33 МэВ [6]:

- ядерные материалы  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ;
- медицинские радионуклиды  $^{18}\text{F}$ ,  $^{67}\text{Ga}$ ,  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ,  $^{111}\text{In}$ ,  $^{123}\text{I}$ ,  $^{125}\text{I}$ ,  $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{Xe}$ ,  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{201}\text{Tl}$ ;
- естественные радионуклиды  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$ ;
- промышленные радионуклиды  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{241}\text{Am}$ .

На рис. 1 приведена низкоэнергетическая часть спектра уранового образца, полученного с помощью детектора на основе германия высокой чистоты (HPGe) с энергетическим разрешением  $\sim 550$  эВ для энергии гамма-квантов 122 кэВ [7].

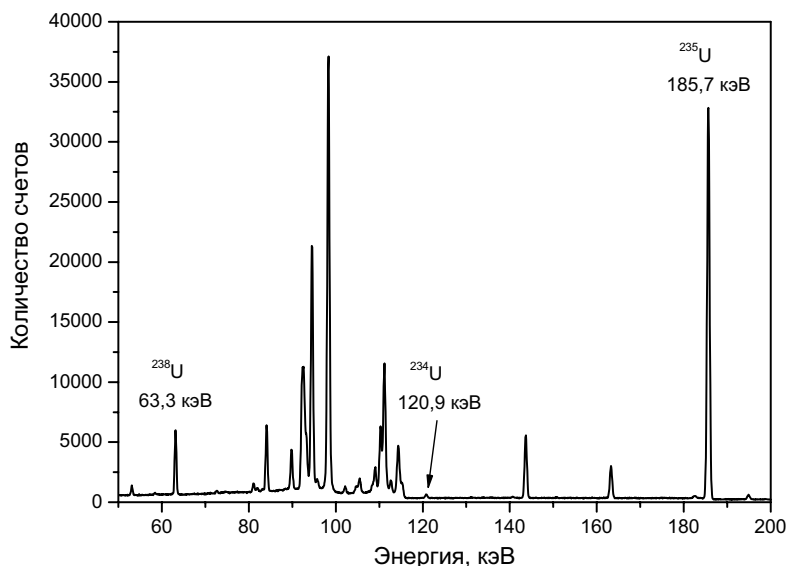


Рис. 1. Гамма-спектр урана (смеси изотопов  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$ ), полученный с помощью германиевого детектора с высоким энергетическим разрешением.

Интенсивность эмиссии гамма-квантов определенной энергии (для определенного радионуклида) является известной величиной, поэтому, используя абсолютную эффективность регистрации детектора (для определенной энергии гамма-квантов) и спектральные данные можно рассчитать активность измеряемого радионуклида.

Предполагая, что в процессе измерений регистрируются гамма-кванты только лишь от исследуемого образца, его активность можно записать с помощью следующего выражения [1]:

$$A = \frac{PA/t}{\varepsilon \cdot I},$$

где  $A$  – активность измеряемого радионуклида в Бк;  $PA$  – площадь пика фотоэлектрического поглощения;  $t$  – живое время набора гамма-спектра;  $I$  – интенсивность эмиссии гамма-квантов определенной энергии, представляет собой количество гамма-квантов определенной энергии испущенных на один радиоактивный распад;  $\varepsilon$  – абсолютная эффективность регистрации детектора, представляет собой отношение количества гамма-квантов зарегистрированных детектором к количеству гамма-квантов испущенных источником.

Таким образом, определив активность измеряемого радионуклида и зная значение его удельной активности (для изотопов урана  $^{234}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  –  $2,3 \times 10^8$  Бк/г,  $8 \times 10^4$  Бк/г и  $1,3 \times 10^4$  Бк/г, соответственно) можно определить массу радиоактивного материала.

Несмотря на кажущуюся простоту проведения таких измерений, существует ряд проблем, которые накладывают серьезные ограничения на практическую применимость гамма-спектрометрии для количественного анализа радиоактивных материалов. Одной из таких проблем является необходимость расчета кривой эффективности регистрации гамма-квантов для каждого используемого детектора, в каждом анализируемом интервале энергий и для каждой конкретной геометрии «источник-детектор».

На сегодняшний день измерения активности радиоактивных материалов проводят, в основном, относительными методами, сравнивая измеряемые источники с образцовыми (откалиброванными с высокой точностью радиоактивными растворами, порошками, газами, при создании которых используют методы абсолютных измерений активности). Относительные измерения заключаются в сравнении скорости счета детектора для исследуемого образца со скоростью счета для стандарта (эталоны), содержащего известное количество того же изотопа, или в сравнении между собой регистрируемой активности двух образцов, содержащих одинаковые изотопы. Достоинство относительных измерений в простоте интерпретации полученных данных. Если эталоном является образец с известной абсолютной активностью, то от результата относительных измерений легко перейти к величине абсолютной активности исследуемого объекта.

Для корректного проведения измерений относительной активности необходимо соблюсти ряд условий, а именно:

- форма и размеры образцов (их площадь, толщина) должны быть одинаковы;
- образцы должны одинаково располагаться относительно детектора;
- радиоактивное вещество должно быть равномерно распределено по всему объему образца;
- подложки, на которые нанесены измеряемые вещества, должны быть выполнены из одинакового материала и иметь равную толщину;
- все измерения должны проводиться на одной установке с одним и тем же детектором и в идентичной геометрии.

Кроме того, следует стремиться к тому, чтобы измерения всех образцов были выполнены с одинаковой статистической точностью. Из приведенного выше следует, что существующие сегодня стандартные методы количественного анализа радиоактивных материалов требуют значительных трудовых и материальных затрат, морально и физически устарели и следовательно не являются эффективными. Поэтому целью данной работы стало исследование возможности применения *In situ* гамма-спектрометрии для решения ключевых задач неразрушающего анализа радиоактивных материалов без использования рутинных процедур подготовки проб и образцовых (эталонных) гамма-источников.

### МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Для проведения экспериментальных исследований использовали гамма-спектрометрическую систему InSpector 1000 со сцинтилляционным детектором (NaI) [8]. Гамма-спектрометрическая система состоит из блока многоканального анализатора, построенного по схеме с цифровым сигнальным процессором и внешнего блока детектирования гамма-излучения. В качестве внешнего блока детектирования использован стабилизированный сцинтилляционный детектор на основе кристалла NaI(Tl) размерами  $51 \times 51$  мм. Внешний блок детектирования оснащен встроенным предварительным усилителем и программируемым источником высокого напряжения. Чувствительность по  $^{137}\text{Cs}$  –  $13000$  имп  $\cdot$  с $^{-1}$  / мбэр  $\cdot$  ч $^{-1}$ . Диапазон регистрируемых энергий гамма-квантов для используемого блока детектирования составлял  $50 \dots 3000$  кэВ, входная скорость счета  $> 500 \times 10^3$  имп/с, допуск по энергии при идентификации радионуклидов  $\pm 4$  %.

Для обработки экспериментальных спектрометрических данных использовали программное обеспечение (ПО) расчета эффективности регистрации детектора при его облучении радиоактивными источниками сложной формы ISOCS (In Situ Object Counting System) [9]. Данное ПО позволяет проводить расчет эффективности регистрации детектора для широкого спектра геометрий без применения калибровочных источников. В основе подхода к решению данной задачи лежит моделирование пространственно-энергетических параметров конкретного детектора методом Монте-Карло, проверка адекватности модели с помощью тестовых измерений и собственно расчет кривой эффективности. При соответствии выбранной модели геометрии реальным условиям достигается точность расчета кривой эффективности  $\sim 4$  % в области высоких энергий и  $\sim 10$  % в области низких энергий. ПО работает в диапазоне энергий гамма-квантов  $45 \dots 7000$  кэВ, расстояние «источник-детектор» может варьироваться от 0 до 500 м, размеры измеряемого объекта – от точечного до  $\varnothing 500$  м.

В качестве точечных радиоактивных источников использовали образцы из набора образцовых спектрометрических источников гамма-излучений (ОСГИ)  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{133}\text{Ba}$  и  $^{152}\text{Eu}$ , аттестованные по активности с погрешностью 3 %. В таблице 1 приведены основные (по интенсивности) гамма-линии точечных источников, используемые для анализа спектральных данных [10].

Таблица 1.

Основные гамма-линии точечных источников			
Радионуклид	Вид излучения	Энергия, кэВ	Интенсивность, %
$^{137}\text{Cs}$	$\gamma$	661,66	85,1
$^{60}\text{Co}$	$\gamma$	1173,24	99,97
	$\gamma$	1332,5	99,99
$^{241}\text{Am}$	$\gamma$	59,54	35,9
$^{133}\text{Ba}$	$\gamma$	80,99	34,1
	$\gamma$	302,85	18,33
	$\gamma$	356,01	62,05
$^{152}\text{Eu}$	$\gamma$	121,78	28,58
	$\gamma$	244,7	7,58
	$\gamma$	344,28	26,5
	$\gamma$	964,08	14,6
	$\gamma$	1112,07	13,64

Объемным источником служила объемная мера активности специального назначения ОМАСН на основе трех радионуклидов  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$  [11]. Объемная мера активности представляет собой пластиковый контейнер, заполненный подготовленным сухим радиоактивным материалом. Контейнером для ОМАСН является сосуд Маринелли объемом 1 л. В качестве радиоактивной основы материала, заполняющего контейнер ОМАСН, используются государственные стандартные образцы урана, тория и хлористого калия, равновесные соли и окислы тория  $\text{ThO}_2$ ,  $\text{ThHl}_2$ ,  $\text{Th}(\text{NO}_3)_2$ , соли калия  $\text{KCl}$ ,  $\text{K}_2(\text{SO}_4)$ ,  $\text{K}_2(\text{CO}_3)$ . Паспортные значения активности радионуклидов  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$  приведены в таблице 2.

Таблица 2.

Основные гамма-линии ОМАСН			
Радионуклид	Вид излучения	Энергия, кэВ	Интенсивность, %
$^{40}\text{K}$	$\gamma (^{40}\text{K})$	1461,0	10,67
$^{226}\text{Ra}$	$\gamma (^{226}\text{Ra})$	186,21	3,59
	$\gamma (^{214}\text{Pb})$	295,22	19,3
	$\gamma (^{214}\text{Pb})$	351,93	37,6
	$\gamma (^{214}\text{Bi})$	609,31	46,1
	$\gamma (^{214}\text{Bi})$	1120,29	15,1
	$\gamma (^{214}\text{Bi})$	1238,11	5,79
	$\gamma (^{214}\text{Bi})$	1509,23	2,11
	$\gamma (^{214}\text{Bi})$	1764,49	15,4
$^{232}\text{Th}$	$\gamma (^{228}\text{Ac})$	911,20	25,8
	$\gamma (^{228}\text{Ac})$	968,97	15,8
	$\gamma (^{212}\text{Pb})$	238,63	43,3
	$\gamma (^{212}\text{Bi})$	727,33	6,58
	$\gamma (^{208}\text{Tl})$	583,19	84,5

Отметим, что для анализа спектральных данных, полученных при измерении радионуклидов  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$  их собственные гамма-линии практически не используются вследствие их малой интенсивности. Расчет активности этих радионуклидов производится исходя из интенсивности излучения их продуктов распада. В таблице 2 приведены основные гамма-линии  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$  и дочерних продуктов их распада [12].

### РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

На первом этапе экспериментальных исследований были проведены измерения гамма-спектров исследуемых радионуклидов, после чего, моделировали геометрию измерений с помощью программного пакета «Мастер геометрий», входящего в состав ПО ISOCS. На рис. 2 приведен смоделированный вариант геометрии «источник-детектор» для точечных радиоактивных источников. В данной модели источник гамма-излучения представляет собой диск  $\varnothing 2$  мм, размещенный на расстоянии  $\sim 20$  мм от торцевой поверхности корпуса детектора на оси, проходящей через его центр.

На рис. 3 и 4 приведены модели геометрий «источник-детектор» для объемных радиоактивных источников, в которых источник гамма-излучения равномерно распределен в сосуде Маринелли  $\varnothing 150 \times \varnothing 90 \times 140$  мм.

Основная цель ПО ISOCS – рассчитать эффективность регистрации гамма-квантов для используемой геометрии измерений. Поэтому построенные модели «источник-детектор» использовали для расчета кривой

эффективности регистрации детектора в заданном диапазоне энергий гамма-квантов. Для корректного расчета эффективности необходимо однозначно описать положение источника относительно детектора, свойства самого источника (плотность, матрица) и свойства поглотителей (стенки контейнеров, фильтры и т.п.). Созданные корректные модели геометрии «источник-детектор» позволили выполнить расчет эффективности регистрации гамма-квантов используемого детектора в интервале энергий 50...2500 кэВ.

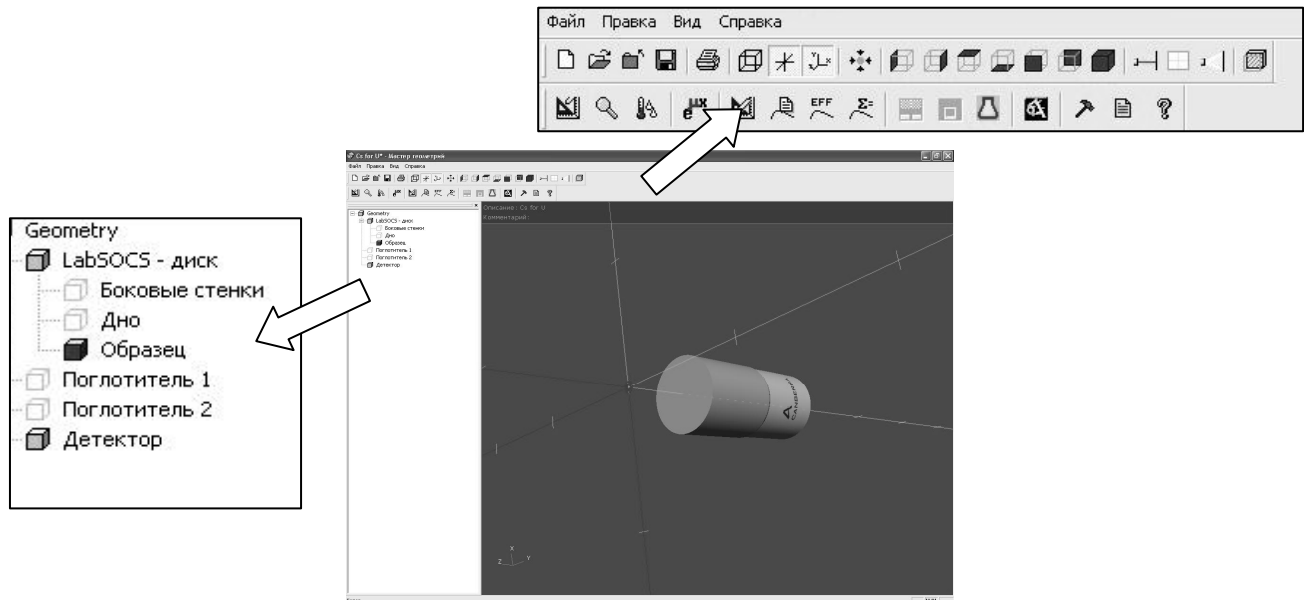


Рис. 2. Окно программы «мастер геометрий» и модель геометрии «источник-детектор» для точечного радиоактивного источника.

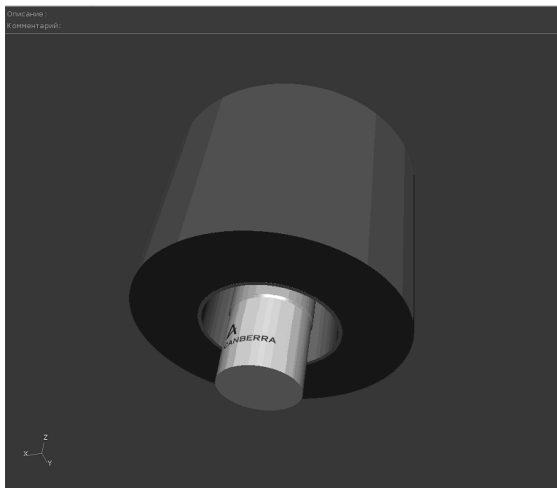


Рис. 3. Окно программы «мастер геометрий» и модель геометрии «источник-детектор» для радиоактивного источника, равномерно распределенного в сосуде Маринелли.

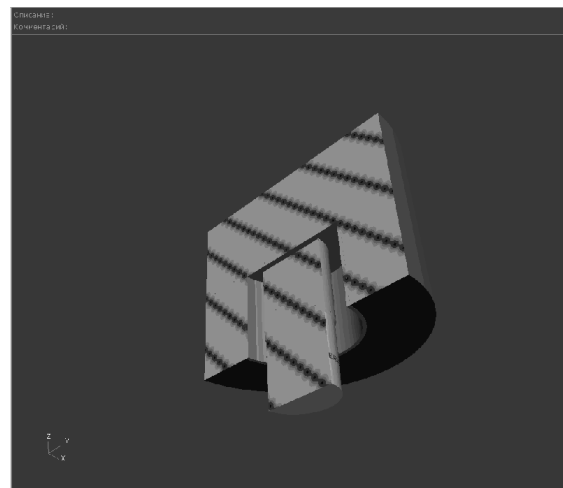


Рис. 4. Окно программы «мастер геометрий» и модель геометрии «источник-детектор» для радиоактивного источника, равномерно распределенного в сосуде Маринелли (в разрезе).

Результаты расчета программой ISOCS представлены на рис. 5 в виде кривой эффективности. Значения энергий, используемые для расчета, приведены на рис. 6.

В диалоговых окнах программа выводит рассчитанную кривую эффективности детектора, которая может быть аппроксимирована с использованием полиномов различной степени. Кроме того, диалоговое окно со списком энергий, используемых для расчета кривой эффективности, показывает насколько удачно ПО аппроксимирует дискретные значения эффективности, рассчитанные с помощью ISOCS.

Отметим, что для ПО ISOCS значения, приведенные в колонке «Измеренная Эффективность» (Measured Efficiency)» (рис. 6) не являются таковыми в традиционном понимании, т.к. они получены не на основе

экспериментальных данных. На самом деле эти значения являются результатом расчета эффективности программой ISOCS и используются для аппроксимации кривой эффективности регистрации в заданном диапазоне энергий гамма-квантов.



Рис. 5. Кривая эффективности регистрации гамма-квантов в интервале энергий 50...2500 кэВ сцинтилляционным детектором NaI для выбранной модели геометрии «источник-детектор».

Pk/Index	X-Value (keV)	Calculated Efficiency	Measured Efficiency	Measured Error (%)	Deviation (%)
1	50.00	4.28e-007	4.14e-007	10.00	3.51
2	55.00	1.22e-006	1.24e-006	10.00	-1.56
3	59.50	2.49e-006	2.60e-006	10.00	-4.27
4	70.00	0.00001	0.00001	10.00	-0.36

OK Help

Рис. 6. Энергии, используемые программой ISOCS для расчета кривой эффективности регистрации.

С учетом данных, полученных при расчете кривой эффективности, проводили обработку экспериментальных гамма-спектров точечных (см. рис. 7–10) и объёмных (см. рис. 11) радиоактивных источников.

Обработку экспериментальных гамма-спектров точечных радиоактивных источников проводили как для варианта измерений с единственным источником (см. рис. 7–9), так и для варианта одновременного измерения всего набора источников (см. рис. 10). Время экспозиции для всех вариантов измерений составляло 1800 с. Рассчитанные значения активностей исследуемых источников для всех вариантов измерений отличались на 2...3%. Данное обстоятельство лишней раз подтверждает возможность экспрессного количественного анализа радиоактивных материалов с использованием сцинтилляционного гамма-детектора и программного обеспечения ISOCS.

В действительности для определения активности исследуемого радионуклида достаточно всего лишь одной характерной энергетической линии и корректной модели «источник-детектор». Наличие в спектре радионуклида нескольких гамма-линий позволяет проверить корректность созданной модели. При совпадении значений активности радионуклида, рассчитанных по всем присутствующим гамма-линиям, модель «источник-детектор» считается удовлетворительной.

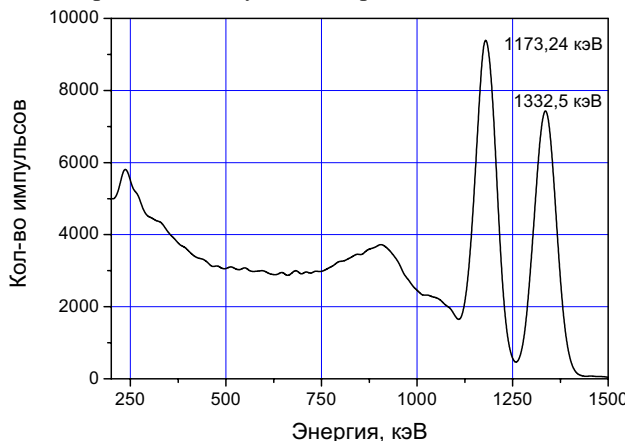


Рис. 7. Гамма-спектр ОСГИ источника  $^{60}\text{Co}$ .

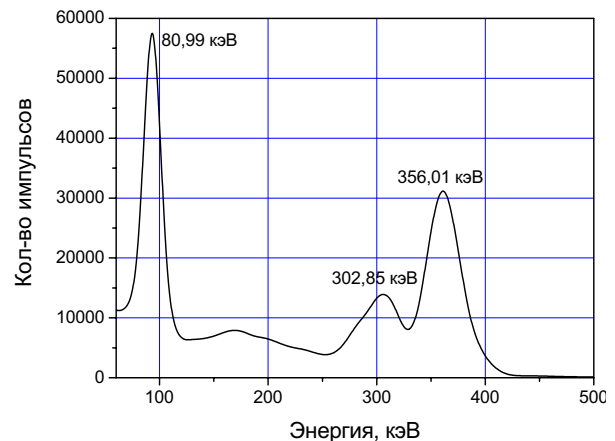
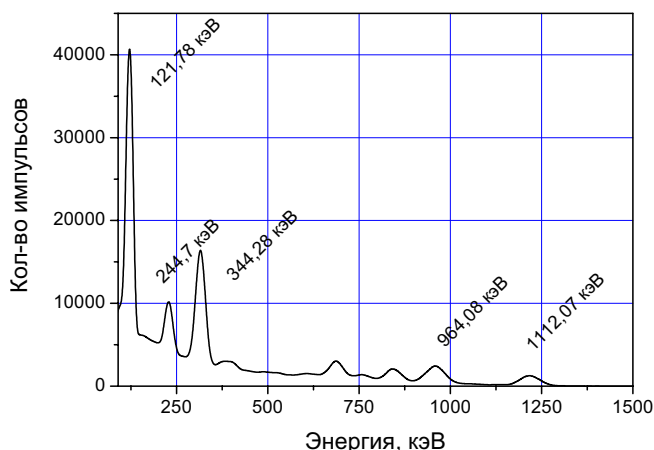
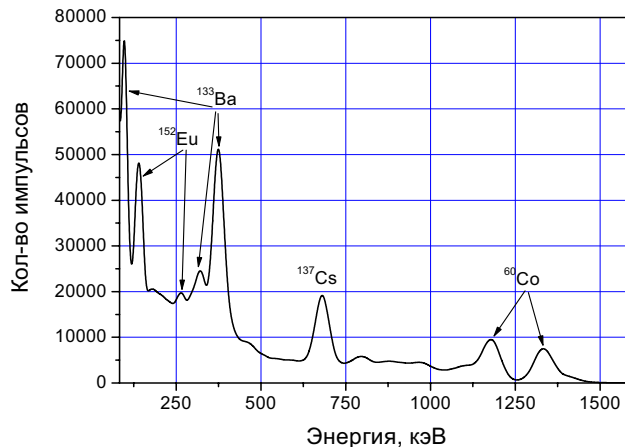
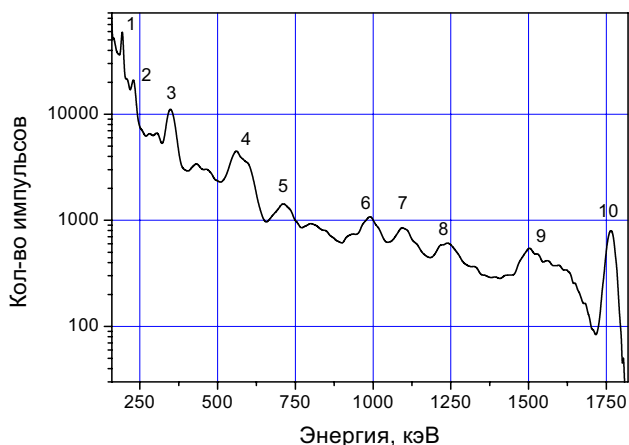


Рис. 8. Гамма-спектр ОСГИ источника  $^{133}\text{Ba}$ .

Рис. 9. Гамма-спектр ОСГИ источника  $^{152}\text{Eu}$ .Рис. 10. Гамма-спектр набора ОСГИ источников  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{133}\text{Ba}$  и  $^{152}\text{Eu}$ .Рис. 11. Гамма-спектр объемных радиоактивных источников  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$ :

- 1 – пик 186,21 кэВ,  $^{226}\text{Ra}$ ;
- 2 – пик 238,63 кэВ,  $^{212}\text{Pb}$  (дочерний продукт распада  $^{232}\text{Th}$ );
- 3 – пик 351,93 кэВ,  $^{214}\text{Pb}$  (дочерний продукт распада  $^{226}\text{Ra}$ );
- 4 – мультиплет 583,19 кэВ,  $^{208}\text{Tl}$  и 609,31 кэВ,  $^{214}\text{Bi}$  (дочерние продукты распада  $^{232}\text{Th}$  и  $^{226}\text{Ra}$ );
- 5 – пик 727,33 кэВ,  $^{212}\text{Bi}$  (дочерний продукт распада  $^{232}\text{Th}$ );
- 6 – пик 968,97 кэВ,  $^{228}\text{Ac}$  (дочерний продукт распада  $^{232}\text{Th}$ );
- 7 – пик 1120,29 кэВ,  $^{214}\text{Bi}$  (дочерний продукт распада  $^{226}\text{Ra}$ );
- 8 – пик 1238,11 кэВ,  $^{214}\text{Bi}$  (дочерний продукт распада  $^{226}\text{Ra}$ );
- 9 – мультиплет 1461,0 кэВ,  $^{40}\text{K}$  и 1509,23 кэВ,  $^{214}\text{Bi}$  (дочерний продукт распада  $^{226}\text{Ra}$ );
- 10 – пик 1764,49 кэВ,  $^{214}\text{Bi}$  (дочерний продукт распада  $^{226}\text{Ra}$ ).

В табл. 3 приведены значения активности исследуемых радионуклидов, рассчитанные на момент проведения измерений, с учётом паспортных данных на источник, результаты экспериментальных исследований и относительная погрешность измерений.

Относительно высокие погрешности измерений активности радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{232}\text{Th}$  могут быть объяснены достаточно высокими энергиями их основных (наиболее интенсивных) гамма-линий. Это связано с тем, что при увеличении энергии гамма-квантов от 200 до 2000 кэВ эффективность регистрации сцинтиляционного детектора на основе NaI падает примерно в 6 раз, что не может не отразиться на точности измерений.

Таблица 3.

Результаты исследований			
Радионуклид	Расчётное с учётом паспортных данных значение активности, кБк	Измеренное значение активности, кБк	Относительная погрешность измерений, %
$^{137}\text{Cs}$	103,40	88,75	- 14,0
$^{60}\text{Co}$	103,50	94,05	- 9,0
$^{241}\text{Am}$	103,40	105,99	+ 2,5
$^{133}\text{Ba}$	91,40	94,54	+ 3,0
$^{152}\text{Eu}$	94,10	102,15	+ 9,0
$^{226}\text{Ra}$	1,320	1,20	- 9,0
$^{232}\text{Th}$	2,77	2,48	- 10,0
$^{40}\text{K}$	1,64	1,53	- 7,0

На сегодняшний день на рынке Украины представлен широкий спектр специализированных приборов для

измерения активности радионуклидов – радиометров, погрешность измерений которых находится в интервале 20...50 %. Кроме того, для корректного определения активности радионуклидов с помощью таких приборов необходимо наличие метрологически аттестованных эталонов активности, которые в последствии необходимо утилизировать.

Таким образом, использование гамма-спектрометрической системы на базе сцинтилляционного детектора с программным обеспечением ISOCS позволяет проводить экспрессный количественный анализ естественных и техногенных радионуклидов с погрешностью, не превышающей 15 % без использования эталонных и стандартных образцов.

### ВЫВОДЫ

1. Проведены экспериментальные исследования по определению активности точечных и объемных радиоактивных источников естественного и техногенного происхождения ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$ ) с использованием гамма-спектрометрической системы на основе сцинтилляционного детектора NaI(Tl) и программного обеспечения ISOCS.
2. Показано, что применение *In situ* гамма-спектрометрии позволяет измерять активность радиоактивных источников гамма-излучения в широком диапазоне энергий и геометрий с погрешностью не более 15 % без использования метрологически аттестованных эталонов активности.
3. Анализ характеристик аналитического оборудования для измерений активности радионуклидов, представленного на сегодняшний день на рынке Украины показывает, что гамма-спектрометрические системы с программным обеспечением ISOCS, работа в режиме «реального времени», позволяют проводить измерения с меньшей погрешностью, чем у существующих аналогов и, следовательно, являются наилучшей альтернативой для решения ключевых задач экспрессного количественного анализа радиоактивных материалов.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Rajlli D., Jenslin N., Smit H., Krajner S. Passivnyj nerazrushajuschij analiz yadernyh materialov. - M.: Binom, 2000. - 703 s.
2. Bronson F. Applications of In Situ Gamma Spectroscopy in D&DER // International Conference on Nuclear Hazardous Waste Management (Spectrum 2000). – Chattanooga (USA). – 2000. – P. 213-217.
3. Bronson F., Booth L., Umbaugh L. Use In situ Gamma Spectroscopy to Support Decontamination and Decommissioning Activities // Symposium on Decommissioning, Decontamination and Reutilization of Commercial and Government Facilities. – Knoxville (USA). – 1999. – P. 197-203.
4. Meyer K. Characterization of Decommissioned UF<sub>6</sub> Cylinders Using Gamma Spectroscopy and ISOCS mathematical Calibration // 35-th Midyear Topical Meeting on Decommissioning and Environmental Restoration Health Physics Society. – Orlando (USA). – 2002. – P. 433-437.
5. Bronson F. The Use of In situ Gamma Spectroscopy to Save Time, Dose and Money in Operating Nuclear Facilities // Midyear Topical Meeting Radiation Safety and ALARA Consideration for the 21-st Century. – California (USA). – 2001. – P. 54-61.
6. Martinchik R. i dr. Rukovodstvo po monitoringu pri yadernyh i radiacionnyh avariyah. – MAGATJe. – 2002. – 313 s.
7. Kutnij D.V., Telegin Ju.N., Odejchuk N.P., Mihajlov V.A., Tovkanec V.E. Opredelenie obogaschenija uranovyh materialov gamma-spektrometricheskimi metodami // VANT Serija «Fizika radiacionnyh povrezhdenij i radiacionnoe materialovedenie». – 2009. – № 4-2. – S.256 – 262.
8. Portativnyj cifrovoj spektrometr Inspector 1000. Rukovodstvo pol'zovatelja. – Canberra Industries, Inc. – CPR-000181. redakcija 1.0. – 2004.
9. Geometry Composer. User's Manual. – Canberra Industries, Inc. – 2009.
10. Sonzogni A. Nuclear structure & decay data: Brookhaven National Laboratory, NuDat 2.4. <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/reCenter.jsp?z=95&n=146>
11. <http://ritverc.ru/products/detail.php>
12. Harb. S., El-Kamel A., El-Mageed A., Abbady A., Rashed W. Concentration of U-238, U-235, Ra-226, Th-232 and K-40 for Some Granite Samples In Eastern Desert of Egypt // Proceedings of the 3-rd Environmental Physics Conference. – Aswan (Egypt). – 2008. – P. 109-117.