

УДК 53.089.62; 519.245; 539.125.52

## Метрологическое обеспечение дозиметрии гамма-излучения с энергией до 10 МэВ для приборов радиационной защиты

Комар Д.И.<sup>1</sup>, Лукашевич Р.В.<sup>1</sup>, Гузов В.Д.<sup>1</sup>, Кутень С.А.<sup>2</sup>

<sup>1</sup>НПУП «АТОМТЕХ»,

ул. Гикало, 5, г. Минск 220005, Беларусь

<sup>2</sup>Институт ядерных проблем Белорусского государственного университета,  
ул. Бобруйская, 11, г. Минск 220030, Беларусь

Поступила 18.07.2017

Принята к печати 21.08.2017

Поле высокоэнергетического захватного гамма-излучения для калибровки приборов радиационной защиты можно получить в результате захвата тепловых нейтронов на мишенях из титана (до 7 МэВ) и никеля (до 10 МэВ). Целью данной работы являлось исследование полей захватного гамма-излучения от мишеней из титана и никеля, полученных с использованием облучателя поверочной установки нейтронного излучения УПН-АТ140 для обеспечения дозиметрии до 10 МэВ.

В ходе работы определены энергетические интервалы, в которых можно калибровать дозиметрические приборы с учетом сопутствующего выходу нейтронов источника <sup>238</sup>PuBe гамма-излучения захватного излучения материалов коллиматора и захватного излучения от мишеней.

Для измерения мощности кермы в воздухе гамма-излучения использовался эталонный дозиметр ДКС-АТ5350 с ионизационной камерой ТМ32002. С помощью Монте-Карло моделирования получено энергетическое распределение мощности кермы в воздухе для мишеней. Установлены геометрические размеры равномерного поля и интервал рабочих расстояний установки.

Исследованы характеристики полей захватного излучения от мишеней из титана и никеля, полученных на поверочной установке нейтронного излучения УПН-АТ140 с целью метрологического обеспечения дозиметрических приборов радиационной защиты. Показана возможность проведения калибровки дозиметрических приборов в таких полях в расширенном энергетическом диапазоне до 10 МэВ.

**Ключевые слова:** контейнер-коллиматор с тепловой вставкой, поле захватного гамма-излучения, мощность кермы в воздухе, мишень из титана, мишень из никеля.

**DOI:** 10.21122/2220-9506-2017-8-3-279-285

---

**Адрес для переписки:**

Комар Д.И.  
НПУП «АТОМТЕХ»,  
ул. Гикало, 5, г. Минск 220005, Беларусь  
e-mail: damiankomar@yandex.ru

**Address for correspondence:**

Komar D.  
SPE «АТОМТЕХ»,  
Gikalo str., 5, Minsk 220005, Belarus  
e-mail: damiankomar@yandex.ru

**Для цитирования:**

Комар Д.И., Лукашевич Р.В., Гузов В.Д., Кутень С.А.  
Метрологическое обеспечение дозиметрии гамма-излучения с энергией до 10 МэВ для приборов радиационной защиты. Приборы и методы измерений. 2017. – Т. 8, № 3. С. 279–285.  
**DOI:** 10.21122/2220-9506-2017-8-3-279-285

**For citation:**

Komar D., Lukashevich R., Guzov V., Kutsen S.  
[Metrological Support of Dosimetry Gamma-Ray with Energy to 10 MeV for Radiation Protection Devices].  
*Devices and Methods of Measurements*.  
2017, vol. 8, no. 3, pp. 279–285 (in Russian).  
**DOI:** 10.21122/2220-9506-2017-8-3-279-285

# Metrological Support of Dosimetry Gamma-Ray with Energy to 10 MeV for Radiation Protection Devices

Komar D.<sup>1</sup>, Lukashevich R.<sup>1</sup>, Guzov V.<sup>1</sup>, Kutsen S.<sup>2</sup>

<sup>1</sup>SPE «ATOMTEX»,

Gikalo str., 5, Minsk 220005, Belarus

<sup>2</sup>Institute of Nuclear Problems, Belarusian State University,

Bobruiskaya str., 11, Minsk 220030, Belarus

Received 18.07.2017

Accepted for publication 21.08.2017

## Abstract

The field of high-energy gamma-ray for the calibration of radiation protection devices can be obtained by capturing thermal neutrons from titanium target (to 7 MeV) and nickel target (to 10 MeV). The aim of this work was to determine the metrological characteristics of capture gamma-ray fields from titanium target and nickel target obtained at the AT140 Neutron Calibration Facility to provide dosimetry up to 10 MeV.

We have chosen energy intervals in which we can calibrate dosimetry devices taking into account the accompanying generation of gamma-ray neutrons by the fast neutron source <sup>238</sup>PuBe, the capture radiation of collimator materials and capture radiation from targets.

We measured air kerma rate with the aid of the reference AT5350 dosimeter with the ionization chamber TM32002. Using the Monte-Carlo simulation, we obtained the energy distribution of the air kerma rate for targets. We determined the geometric dimensions of the uniform field and the interval of operating distances of the facility.

We investigated the metrological characteristics of capture gamma-ray fields from titanium target and nickel target obtained at the AT140 Neutron Calibration Facility for dosimetric radiation protection devices. We showed that in such fields it is possible to calibrate dosimetry devices in the extended energy range up to 10 MeV.

**Keywords:** thermal neutrons collimator, neutron capture gamma-ray, air kerma rate, titanium target, nickel target.

**DOI:** 10.21122/2220-9506-2017-8-3-279-285

---

### Адрес для переписки:

Комар Д.И.

НПП «АТОМТЕХ»,

ул. Гикало, 5, г. Минск 220005, Беларусь

e-mail: damiankomar@yandex.ru

### Address for correspondence:

Komar D.

SPE «ATOMTEX»,

Gikalo str., 5, Minsk 220005, Belarus

e-mail: damiankomar@yandex.ru

### Для цитирования:

Комар Д.И., Лукашевич Р.В., Гузов В.Д., Кутень С.А.

Метрологическое обеспечение дозиметрии гамма-излучения с энергией до 10 МэВ для приборов радиационной защиты.

Приборы и методы измерений.

2017. – Т. 8, № 3. С. 279–285.

**DOI:** 10.21122/2220-9506-2017-8-3-279-285

### For citation:

Komar D., Lukashevich R., Guzov V., Kutsen S.

[Metrological Support of Dosimetry Gamma-Ray with Energy to 10 MeV for Radiation Protection Devices].

Devices and Methods of Measurements.

2017, vol. 8, no. 3, pp. 279–285 (in Russian).

**DOI:** 10.21122/2220-9506-2017-8-3-279-285

## Введение

В соответствии с требованиями международных стандартов МЭК для приборов радиационного мониторинга окружающей среды вокруг АЭС должен быть определен энергетический диапазон до 7 МэВ<sup>1</sup>. Это требование обусловлено гамма-излучением от ядерной реакции  $^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ , протекающей в водном охлаждательном контуре с энергией 6,13 МэВ [1, 2]. Требования МЭК по расширению энергетического диапазона измерения мощности дозы до 10 МэВ распространяются к дозиметрам и мониторам для использования на рабочем месте персонала и во время аварийных ситуаций<sup>2</sup>. В своем большинстве спектрометрическая и дозиметрическая аппаратура проходит калибровку по образцовым спектрометрическим гамма-источникам (ОСГИ) до 3 МэВ ( $^{228}\text{Th}$  2,614 МэВ). Энергетический диапазон измерений может быть расширен при комбинировании спектрометрического блока детектирования (например, с кристаллом NaI(Tl) или LaBr<sub>3</sub>(Ce)) и ионизационной камеры, которая имеет практически постоянную энергетическую зависимость в широком диапазоне энергий [3]. Рекомендации по расширению энергетического диапазона высокочувствительных дозиметров для измерения мощности кермы в воздухе в диапазоне от 30 нГр/ч до 30 мкГр/ч и мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) в диапазоне от 30 нЗв/ч до 30 мкЗв/ч до 7 МэВ также прописаны в стандартах МЭК<sup>3</sup>.

В соответствии с государственной поверочной схемой для эталонных измерений используются радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  (0,662 МэВ) и  $^{60}\text{Co}$  (1,250 МэВ). Калибровка и поверка ядерно-физической аппаратуры в полях с энергиями более 3 МэВ в настоящее время не осуществляется.

Поля гамма-излучения с более высокими ( $E > 3$  МэВ) энергиями, пригодные для калибровки приборов, получают с помощью ядерных реакций. Такой способ формирования эталонных калибровочных полей требует значительного количества дорогостоящего лабораторного оборудования, которое доступно нескольким ведущим национальным институтам [4, 5].

Формирование поля при помощи ускорительной техники сопряжено со многими трудностями. В первую очередь это высокая стоимость аппаратуры и обслуживания, сложности в эксплуатации, необходимость в квалифицированных кадрах, требования по радиационной безопасности. На ускорителях частиц сложно получить низкие (до 30 мкГр/ч) загрузки по мощности кермы в воздухе, кроме того, не все приборы могут работать в полях импульсного излучения.

Интересной представляется возможность использования поверочной установки нейтронного излучения с радионуклидным источником быстрых нейтронов ( $^{238}\text{PuBe}$ ,  $^{252}\text{Cf}$  и др.) для получения поля захватного гамма-излучения с энергией до 10 МэВ. Такая возможность реализована на установке УПН-АТ140 производства УП «АТОМТЕХ» с  $^{238}\text{PuBe}$  источником нейтронов ИБН-8-6 ( $1,91 \cdot 10^7$  нейтр.с<sup>-1</sup>). Контейнер-коллиматор с тепловой вставкой формирует коллимированный пучок со значительной составляющей (более 25 %) нейтронов тепловых энергий от источника  $^{238}\text{PuBe}$  [6]. Разместив в канале коллиматора мишень в форме диска из титана или никеля, можно получить стационарное во времени поле захватного гамма-излучения с линиями высокой энергии [7].

Целью данной работы являлось исследование дозовых характеристик полей захватного излучения от мишеней из титана и никеля, полученных на поверочной установке нейтронного излучения УПН-АТ140, для использования в метрологическом обеспечении дозиметрических приборов радиационной защиты.

## Материалы и методы

В государственном стандарте СТБ ИСО описаны способы получения эталонных полей для калибровки дозиметрической аппаратуры с энергиями от 4 до 9 МэВ<sup>4</sup>. В работе [8] предложено использовать реакцию захвата тепловых нейтронов на мишенях из титана и никеля (таблица 1).

Титановая мишень применяется для получения поля с энергиями до 7 МэВ, никелевая – до 10 МэВ.

При расположении мишени в потоке тепловых нейтронов она становится источником мгновенного захватного гамма-излучения. Для уве-

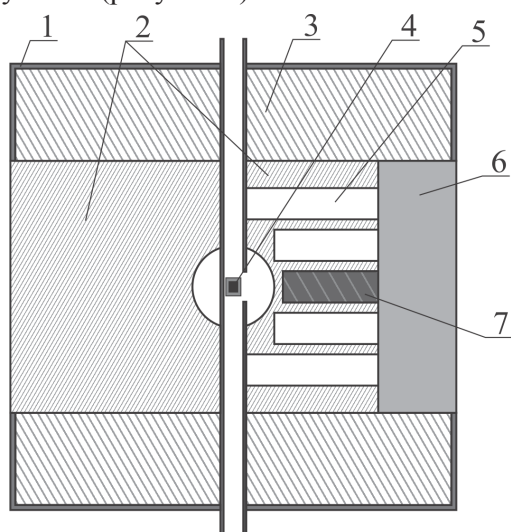
<sup>4</sup> Государственный стандарт Республики Беларусь СТБ ISO 4037-1:2014

<sup>1</sup> International standard IEC 61017:2016

<sup>2</sup> International standard IEC 60846-2:2015

<sup>3</sup> International standard IEC 60846-1:2009

личения интенсивности излучения мишени на фоне остального спектра используется дополнительная фильтрация нейтронного и гамма-излучения (рисунок 1).



**Рисунок 1** – Монте-Карло модель контейнера-коллиматора: 1 – кожух из алюминия; 2 – вставка для геометрии тепловых нейтронов; 3 – контейнер-коллиматор; 4 –  $^{238}\text{PuBe}$  источник нейтронов ИБН–8–6; 5 – воздушные каналы; 6 – мишень с дополнительной фильтрацией; 7 – фильтр

**Figure 1** – Monte-Carlo model of container-collimator: 1 – aluminum casing; 2 – insert for thermal neutron geometry; 3 – container-collimator; 4 –  $^{238}\text{PuBe}$  fast neutron source (IBN–8–6); 5 – air channels; 6 – target with filtration; 7 – filter

Таблица 1 / Table 1

**Основные выходы фотонов на 100 захватов нейтронов для титана и никеля**

**Principal photon yields of titanium and nickel per 100 neutron captures**

Титан / Titanium		Никель / Nickel	
Энергия фотонов, МэВ Photon energy, MeV	Число фотонов Number of photons	Энергия фотонов, МэВ Photon energy, MeV	Число фотонов Number of photons
0,342	26,3	0,283	3,3
1,381	69,1	0,465	13
1,498	4,1	0,878	3,9
1,586	8,9	6,581	2,3
1,762	5,6	6,837	10,8
4,882	5,2	7,537	4,5
4,969	3,6	7,819	8,2
6,418	30,1	8,121	3,1
6,557	4,7	8,533	17
6,761	24,2	8,999	37,7

В работе [7] изучены спектральные характеристики полей гамма-излучения с помощью спектрометров на основе кристаллов NaI(Tl) ( $\varnothing 63$  мм,  $h = 160$  мм) и  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  ( $\varnothing 38$  мм,  $h = 38$  мм). Показана возможность градуировки этих спектрометров до 10 МэВ.

На основании экспериментальных и теоретических данных были выбраны несколько вариантов дополнительной фильтрации с целью увеличения относительного вклада в мощность кермы в определенном энергетическом интервале:

- 1) гамма-излучение от  $^{238}\text{PuBe}$  источника ослабляется фильтром («закрытый» источник). В данном случае используется захватное излучение на ядре водорода (протоне) с энергией 2,223 МэВ для перекрытия интервала до 3 МэВ;
- 2) гамма-излучение от источника нейтронов не ослабляется фильтром («открытый» источник). Значение мощности кермы формируется в основном гамма-квантами с энергией 4,439 МэВ и перекрывает диапазон до 5 МэВ;
- 3) интервал от 5 до 7 МэВ обеспечивается излучением от титановой мишени, а от 7 до 10 МэВ – от никелевой мишени.

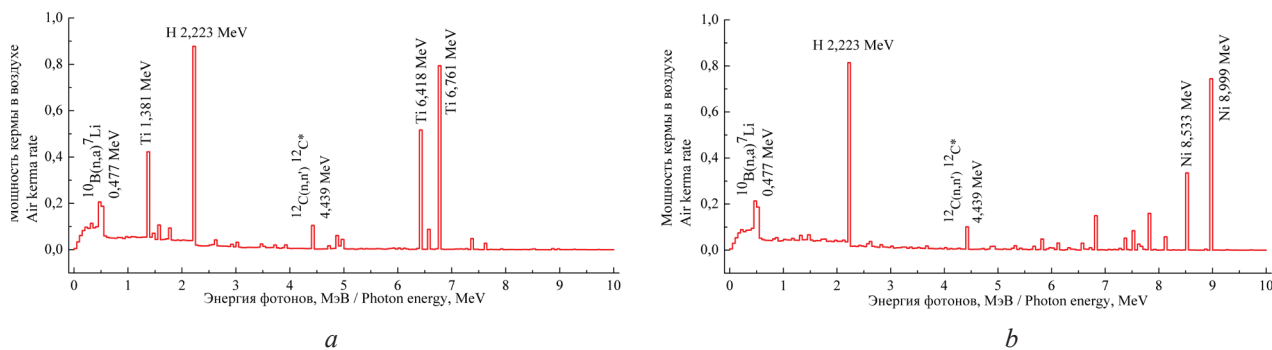
Таким образом, можно исследовать дозиметрический прибор в широком энергетическом диапазоне, последовательно меняя фильтрацию и используя мишени.

Для измерения мощности кермы в воздухе использовался эталонный дозиметр ДКС-АТ5350 с ионизационной камерой ТМ32002, которая обладает высокой степенью линейности (до 3 %) в интервале до 50 МэВ [3]. Рабочий объем свободновоздушной сферической камеры ТМ32002 1000 см<sup>3</sup>.

**Результаты и их обсуждение**

Детали разработки Монте-Карло модели помещения, контейнера-коллиматора установки УПН-АТ140 и источника  $^{238}\text{PuBe}$  (ИБН-8-6) изложены в работе [6]. В настоящей работе для расчета мощности кермы в воздухе использовалась карта *tally f6* [9]. Энергетические распределения мощности кермы для обеих мишеней с шагом 50 кэВ приведены на рисунке 2.

Из рисунка 2 видно, что значительный вклад в мощность кермы в воздухе вносят характеристическое излучение от мишеней, захват на ядрах  $^{10}\text{B}$  [10] и на ядрах водорода.



**Рисунок 2** – Энергетическое распределение мощности кермы в воздухе для мишени из титана (а) и никеля (b)  
**Figure 2** – Energy distribution of air kerma rate for a titanium target (a) and a nickel target (b)

Измерения с ионизационной камерой проводились на расстоянии 550 мм от источника нейтронов. Относительный вклад мощности кермы

в воздухе в энергетические интервалы был рассчитан с помощью Монте-Карло моделирования (таблица 2).

Таблица 2 / Table 2

**Результаты измерений мощности кермы в воздухе**

**Results of measurements of air kerma rate**

Варианты фильтрации Filtration	Относительный вклад в полную мощность кермы в воздухе, % Contribution to the total air kerma rate, %					$\dot{K}_a$ , мкГр/ч $\dot{K}_a$ , μGy/h
	До 1,5 МэВ To 1,5 MeV	1,5–3 МэВ 1,5–3 MeV	3–5 МэВ 3–5 MeV	5–7 МэВ 5–7 MeV	7–10 МэВ 7–10 MeV	
«Закрытый» $^{238}\text{PuBe}$ (до 3 МэВ) «Filtered» $^{238}\text{PuBe}$ (to 3 MeV)	<40	~45	<8	<2	<5	14,15
«Открытый» $^{238}\text{PuBe}$ (до 5 МэВ) «Bare» $^{238}\text{PuBe}$ (to 5 MeV)	<15	<12	>70	<1	<1	50,08
Титан (до 7 МэВ) Titanium (to 7 MeV)	<35	<30	<10	~25	<2	12,77
Никель (до 10 МэВ) Nickel (to 10 MeV)	<35	<30	<8	<7	~25	11,62

Анализ приведенных в таблице данных показывает, что при использовании мишеней с дополнительной фильтрацией можно получить до 25 % вклада по керме в интересующих нас энергетических интервалах. В случае «открытого»  $^{238}\text{PuBe}$  источника – более 70 %.

Были определены характеристики полученных полей – геометрические размеры равномерного поля и интервал рабочих расстояний. Требования по равномерности поля не распространяются на установки без типового узла коллимации, однако в целях исследования такие измерения были проведены.

Для определения геометрических размеров равномерного поля по мощности кермы в воздухе использовалась ионизационная камера. На расстоянии 550 мм от источника нейтронов проводились измерения в двух взаимно перпендикулярных направлениях (горизонтальном и вертикальном). В каждой точке  $i$  определялось значение мощности кермы в воздухе  $\dot{K}_i$  и отклонение  $a_i$  от значения в центре  $\dot{K}_0$ :

$$a_i = \frac{\dot{K}_i - \dot{K}_0}{\dot{K}_0} \cdot 100 \text{ \%}$$

Отклонения  $a_i$  от значения в центре  $\dot{K}_0$  лежат в пределах  $\pm 6 \text{ \%}$  при смещении от оси до 15 см по горизонтали и вертикали.

При определении интервала рабочих расстояний для установок, имеющих коллимированное (неколлимированное) поле фотонного излучения и градуировочную линейку, обычно проверяют соблюдение закона обратных квадратов расстояний.

Произведение мощности кермы в воздухе излучения  $\dot{K}_i$  в  $i$ -й рабочей точке на квадрат соответствующего расстояния от центра активной части источника излучения до эффективного центра детектора  $R_i$  должно быть постоянным с учетом ослабления излучения в воздухе и рассчитываться по формуле:

$$C_i = \dot{K}_i \cdot R_i^2 \cdot e^{\mu R_i}$$

где  $\mu$  – линейный коэффициент ослабления гамма-излучения в воздухе.

Относительное отклонение  $\Delta C_i$  было рассчитано для каждой точки  $i$  через значение  $C_i$  для этой точки и среднее арифметическое значение коэффициента  $\bar{C}$ :

$$\Delta C_i = \frac{C_i - \bar{C}}{\bar{C}} \cdot 100 \%$$

Относительное отклонение  $\Delta C_i$  лежит в пределах  $\pm 5\%$  для расстояний до 150 см от центра источника нейтронов.

## Заключение

Мишени из титана и никеля, размещенные в канале контейнера-коллиматора поперечной установки нейтронного излучения УПН-АТ140 с геометрией тепловых нейтронов, позволяют сформировать опорные дозиметрические поля захватного гамма-излучения до 7 МэВ (титановая мишень) и до 10 МэВ (никелевая мишень).

С учетом особенностей формирования полей гамма-излучения были выбраны различные варианты фильтрации, позволяющие увеличивать вклад в керму гамма-излучения в интересующем энергетическом интервале. Изменяя фильтрацию, можно проводить калибровку дозиметрического прибора с учетом сопутствующего образованию нейтронов гамма-излучения источника быстрых нейтронов  $^{238}\text{PuBe}$ , захватного излучения материалов коллиматора и захватного излучения от мишеней.

С помощью эталонного дозиметра ДКС-АТ5350 с ионизационной камерой ТМ32002 исследованы основные метрологические характеристики, такие как геометрические размеры равномерного поля, интервал рабочих расстояний и значение мощности кермы в точке. При помощи Монте-Карло моделирования рассчитано энергетическое распределение мощности кермы в воздухе для мишеней из титана и никеля.

Полученные поля гамма-излучения на установке УПН-АТ140 удобно применять для калибровки разрабатываемых средств радиационной защиты. Кроме того, существует номенклатурный ряд приборов с различными типами детекторов, которые можно дополнительно исследовать в подобных полях с целью расширения их энергетического диапазона измерений до 10 МэВ.

## Список использованных источников

1. *Itsumasa, U.* Systematics of Gamma-Ray Energy Spectra for Classification of Workplaces around a Nuclear Facility / U. Itsumasa, T. Tadashi // *Jpn. Health Phys. Soc.* – 1985. – Vol. 3. – P. 1440–1443.

2. *Rogers, D.O.* A nearly mono-energetic 6–7 MeV photon calibration source / D.O. Rogers // *Health Phys.* – 1983. – Vol. 45, no. 1. – P. 127–137.

3. *Ionizing radiation. Detectors. Including codes of practice / PTW – Freiburg.* – 2017. – 95 p.

4. *Duvall, K.C.* The development of a 6–7 MeV photon field for instrument calibration / K.C. Duvall, H.T. Heaton, C.G. Soares // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research.* – 1985. – P. 942–945.

5. *Guldbakke, S.* Properties of high-energy photon fields to be applied for calibration purposes / S. Guldbakke, D. Schaffer // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research.* – 1990. – P. 367–371.

6. *Комар, Д.И.* Влияние рассеянного нейтронного излучения на метрологические характеристики поперечной установки нейтронного излучения УПН-АТ140 / Д.И. Комар, С.А. Кутень // *Приборы и методы измерений.* – 2017. – № 1. – С. 23–31.

7. *Комар, Д.И.* Формирование поля захватного гамма-излучения до 10 МэВ для метрологического обеспечения приборов радиационной защиты / Д.И. Комар, Р.В. Лукашевич, В.Д. Гузов, С.А. Кутень // *Приборы и методы измерений.* – 2016. – № 3. – С. 296–304.

8. *Bermann, F.* Étalonnage de détecteurs de radioprotection avec des gammas d'énergie supérieure à 1 MeV: utilisation de faisceaux de gammas de capture / F. Bermann, G. Portal // *Radioprotection.* – 1991. – Vol. 26, no. 3. – P. 493–513.

9. *Briesmeister, J.F.* MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. LA-12625-M. – Los Alamos: Ed. Los Alamos National Laboratory, 1997. – 736 с.

10. *Ceberg, C.P.* Neutron capture imaging of  $^{10}\text{B}$  in tissue specimens / C.P. Ceberg, L.G. Salford // *Radiotherapy and Oncology.* – 1993. – Vol. 26, iss. 2. – P. 139–146.

## References

1. *Itsumasa U., Tadashi T.,* Systematics of Gamma-Ray Energy Spectra for Classification of Workplaces around a Nuclear Facility. *J. Jpn. Health Phys. Soc.*, 1988, vol. 3, pp. 1440–1443.

2. *Rogers D. O.* A nearly mono-energetic 6–7 MeV photon calibration source. *Health Physics*, 1983, vol. 45, no. 1, pp. 127–137.

doi: 10.1097/00004032-198307000-0001

3. *Ionizing radiation. Detectors. Including codes of practice / PTW – Freiburg.* – 2017. – 95 pp.

4. *Duvall K.C., Heaton H.T., Soares C.G.* The development of a 6–7 MeV photon field for instrument cali-

bration. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 1985, vol. 10–11, no. 2, pp. 942–945.

**doi:** 10.1016/0168-583X(85)90145-4

5. Guldbakke S., Schaffer S. Properties of high-energy photon fields to be applied for calibration purposes. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 1990, vol. 299, iss. 1–3, pp. 367–371.

**doi:** 10.1016/0168-9002(90)90806-H

6. Komar D., Kutsen S. [Influence of scattered neutron radiation on metrological characteristics of AT140 Neutron Calibration Facility]. *Devices and Methods of Measurements*, 2017, vol. 8, no. 1, pp. 23–31 (in Russian).

**doi:** 10.21122/2220-9506-2017-8-1-23-31

7. Komar D., Lukashevich R., Guzov V., Kutsen S. [Neutron capture gamma ray field with energy to 10 MeV for metrological support of radiation protection devices].

*Devices and Methods of Measurements*, 2016, vol. 7, no. 3, pp. 296–304 (in Russian).

**doi:** 10.21122/2220-9506-2016-7-3-296-304

8. Bermann F. Étalonnage de détecteurs de radioprotection avec des gammas d'énergie supérieure à 1 MeV: utilisation de faisceaux de gammas de capture. *Radioprotection*, 1991, vol. 26, no. 3, pp. 493–513.

**doi:** 10.1051/radiopro/1991017

9. Bristmeister J.F. ed. MCNP-A general Monte Carlo N-particle transport code, Version 4A. Report LA-12625-M, Los Alamos, NM: Los Alamos National Laboratory, 1994, 736 p.

10. Ceberg C. P., Salford L. G. Neutron capture imaging of  $^{10}\text{B}$  in tissue specimens. *Radiotherapy and Oncology*, 1993, vol. 26, iss. 2, pp. 139–146.

**doi:** 10.1016/0167-8140(93)90095-P