

УДК 53.089.62; 519.245; 539.125.52

Формирование поля захватного гамма-излучения до 10 МэВ для метрологического обеспечения приборов радиационной защиты

Комар Д.И.¹, Лукашевич Р.В.¹, Гузов В.Д.¹, Кутень С.А.²

¹УП «АТОМТЕХ»,

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

²Институт ядерных проблем Белорусского государственного университета,

ул. Бобруйская, 11, 220030, г. Минск, Беларусь

Поступила 13.10.2016

Принята к печати 10.11.2016

Развитие и распространение техногенных источников высокоэнергетического вторичного гамма-излучения приводит к ряду прикладных задач радиационной защиты, в которых спектрометрические и дозиметрические измерительные приборы используются в фотонных полях в диапазоне энергий от 4 до 10 МэВ. Целью данной работы являлась проверка возможности формирования эталонных полей захватного гамма-излучения при помощи источника быстрых нейтронов и мишеней из титана и никеля с энергиями до 10 МэВ.

Корректная калибровка предполагает наличие в эталонном спектре излучения одиночных линий с известной энергией. До 3 МэВ задача решается при помощи набора радионуклидных источников ОСГИ. Для формирования эталонного фотонного поля с энергиями до 10 МэВ можно использовать захватное гамма-излучение от мишеней из титана и никеля, находящихся в поле тепловых нейтронов. Поток нейтронов с тепловыми энергиями может быть получен замедлением быстрых нейтронов от радионуклидных источников ²³⁸Pu-Be, ²⁵²Cf, ²⁴¹Am-Be. В качестве замедлителя нейтронов обычно используются водородосодержащие материалы (полиэтилен и парафин).

Коллиматор тепловых нейтронов установки поверочной нейтронной излучения (УПН-АТ140, УП «АТОМТЕХ») формирует пучок от радионуклидного источника со значительной составляющей нейтронов тепловых энергий. Размещение мишеней в канале коллиматора позволило получить поле гамма-излучения с характерными для материала мишени энергиями. Экспериментальные спектры получены на спектрометрическом блоке детектирования БДКГ-19М NaI(Tl) 63×160 мм с нелинейной характеристикой преобразования канал-энергия в диапазоне до 10 МэВ. На спектрах хорошо различимы основные линии захватного излучения от водорода, титана и никеля. В качестве дополнительной фильтрации предложено использовать отражатель нейтронов из полиэтилена и свинцовые диски.

Показано, что размещение дисков из свинца в коллиматоре перед мишенью позволяет фильтровать весь спектр, при этом незначительно ослабляя излучение именно от мишени. На основании теоретических и экспериментальных данных подтверждена возможность калибровки спектрометров гамма-излучения в диапазоне до 10 МэВ в поле мгновенного захватного гамма-излучения.

Ключевые слова: коллиматор тепловых нейтронов, мгновенное захватное гамма-излучение, спектрометрический блок детектирования, мишень из титана, мишень из никеля.

DOI: 10.21122/2220-9506-2016-7-3-296-304

Адрес для переписки:

Комар Д.И.

УП «АТОМТЕХ»,

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

e-mail: damiankomar@yandex.ru

Address for correspondence:

Komar D.

SPE «ATOMTECH»,

Gikalo St., 5, 220005, Minsk, Belarus

e-mail: damiankomar@yandex.ru

Для цитирования:

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

Формирование поля захватного гамма-излучения до 10 МэВ для метрологического обеспечения приборов радиационной защиты.

Приборы и методы измерений.

2016. – Т. 7, № 3. – С. 296–304.

DOI: 10.21122/2220-9506-2016-7-3-296-304

For citation:

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

[Neutron capture gamma ray field with energy to 10 MeV for metrological support of radiation protection devices].

Pribory i metody izmerenij [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

Neutron capture gamma ray field with energy to 10 MeV for metrological support of radiation protection devices

Komar D.¹, Lukashovich R.¹, Guzov V.¹, Kutsen S.²

¹SPE «ATOMTEX»

Gikalo str., 5, 20005, Minsk, Belarus

²Research Institute for Nuclear Problems,

Bobruiskaya str., 11, 220030, Minsk, Belarus

Received 13.10.2016

Accepted for publication 2016

Abstract

Medical, and technological linear particle accelerators, and nuclear reactors are vastly widespread worldwide today. These facility generate fields of secondary gamma radiation with energy to 10 MeV. Therefore, we have a need to calibrate spectrometric and dosimetric ionization measurement instruments for the energies to 10 MeV. The aim of this work is to determine possibility to use thermal neutron collimator of AT140 Neutron Calibration Facility with ²³⁸Pu-Be fast neutron source (IBN-8-6) for this.

Below 3 MeV we use a set of point gamma standard spectrometry sources OSGI. We can acquire gamma rays with energies above 3 MeV using radioactive thermal neutron capture on target, i.e. (*n, γ*)-nuclear reaction. We can use neutron capture gamma-ray from titanium target (to 7 MeV) or nickel target (to 10 MeV) situated in thermal neutron field for calibration. We can use thermal neutron collimator of AT140 Neutron Calibration Facility with ²³⁸Pu-Be fast neutron source (IBN-8-6) for slowing down neutrons from radionuclide fast neutron sources to thermal energies in polyethylene.

Thermal neutron collimator forms a beam from radionuclide source with a significant amount of neutrons with thermal energies. We placed Ti and Ni targets in collimator's canal. We got experimental spectral data on detection unit BDKG-19M NaI(Tl) 63 × 160 mm with nonlinear channel-energy conversion characteristic in range to 10 MeV. For additional filtration we proposed to use polyethylene neutron reflector and lead discs.

We experimentally determined that placement of lead discs in collimator in front of the target allows to filter all spectrum while insignificantly weakening target's emission. Using theoretical and experimental data we proved the ability to calibrate gamma-ray spectrometers in the range to 10 MeV.

Keywords: thermal neutrons collimator, neutron capture prompt gamma-ray, spectrometric detector, titanium target, nickel target.

DOI: 10.21122/2220-9506-2016-7-3-296-304

Адрес для переписки:

Комар Д.И.

УП «АТОМТЕХ»,

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

e-mail: damiankomar@yandex.ru

Address for correspondence:

Komar D.

SPE «ATOMTEX»,

Gikalo St., 5, 220005, Minsk, Belarus

e-mail: damiankomar@yandex.ru

Для цитирования:

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

Формирование поля захватного гамма-излучения до 10 МэВ для

метрологического обеспечения приборов радиационной защиты.

Приборы и методы измерений.

2016. – Т. 7, № 3. – С. 296–304.

DOI: 10.21122/2220-9506-2016-7-3-296-304

For citation:

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

[Neutron capture gamma ray field with energy to 10 MeV for metrological support of radiation protection devices].

Pribory i metody izmerenji [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

Введение

Широкое распространение медицинских ускорителей и ускорителей элементарных частиц (электронов и протонов) приводит к появлению ряда прикладных задач контроля и радиационной защиты, при решении которых спектрометрические и дозиметрические измерительные приборы будут находиться в импульсных полях вторичного гамма-излучения в диапазоне энергий до 10 МэВ.

На АЭС основными источниками гамма-излучения являются: мгновенное излучение с энергией до 7,5 МэВ, сопровождающее процесс деления ядерного топлива; захватное излучение на ядрах элементов, входящих в состав активной зоны (топливо, замедлитель, теплоноситель, конструкционные материалы) с максимальной энергией до 10 МэВ; активационное излучение образовавшихся в результате захвата нейтронов стабильными ядрами материалов активной зоны (69 % составляют гамма-кванты 6,13 МэВ, образовавшихся по реакции $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$). В спектре гамма-излучения, вылетающего из активной зоны реактора, на фоне непрерывного распределения хорошо различимы пики захватного гамма-излучения, возникающего при взаимодействии тепловых нейтронов с ядрами ^{57}Fe , ^{58}Fe , ^{54}Cr , ^{59}Ni и водорода [1, 2].

Для метрологического обеспечения измерений необходимо знание отклика средств измерений в пределах рабочего энергетического диапазона. Корректная энергетическая калибровка предполагает наличие в эталонном спектре одиночных линий с известной энергией. При калибровке до 3 МэВ эту проблему можно решить набором радионуклидных гамма-источников типа ОСГИ (таких, как Cd-109, Am-241, Co-57, Cs-137, Co-60, Ra-226 и др.).

Гамма-кванты с энергиями более 3 МэВ могут быть получены в результате радиационного захвата нейтрона ядром атома, т.е. ядерной реакции (n, γ). Сечение реакции радиационного захвата нейтронов увеличивается с уменьшением энергии нейтронов [3]. Каждый изотоп обладает своим уникальным набором характеристических энергий захватного излучения. Быстрые нейтроны от радионуклидных источников могут быть замедлены до тепловых энергий при помощи водородосодержащих замедлителей (полиэтилен, парафин, вода) и направлены на специальную мишень. Таким образом, простейший источник

мгновенного захватного гамма-излучения должен состоять из источника быстрых нейтронов, замедлителя нейтронов и облучаемой тепловыми нейтронами мишени. При проектировании такого источника необходимо учитывать, что в спектре гамма-излучения будут присутствовать характеристические линии захватного излучения от материалов замедлителя, от конструкционных материалов, от биологической защиты источника, стен помещения и воздуха. Эти гамма-линии могут накладываться на линии мишени и ухудшать «качество» поля. Поэтому материалы необходимо подбирать с небольшими сечениями радиационного захвата нейтронов и с характеристическими линиями, значительно отличающимися по энергии от линий мишени. Для энергетической калибровки до 7 МэВ в качестве мишени можно использовать титан, а по энергии до 10 МэВ – никель [4, 5]. К настоящему времени известны примеры построения источника захватного гамма-излучения на основе ^{252}Cf и ^{241}Am -Ве-источников нейтронного излучения [6, 7].

Целью данной работы являлось экспериментальное и теоретическое (при помощи моделирования методами Монте-Карло) исследование возможности применения стандартного коллиматора тепловых нейтронов установки поверочной нейтронного излучения (УПН-АТ140, УП «АТОМТЕХ») с ^{238}Pu -Ве источником нейтронов (типа ИБН-8-6), как источника гамма-излучения в диапазоне энергий до 10 МэВ для проверки и калибровки спектрометров и дозиметров гамма-излучения в расширенном диапазоне энергий. Монте-Карло моделирование проводилось с помощью кода *MCNP* (версия *MCNP 4b*) [8].

Материалы и методы

В лабораторной практике для получения гамма-излучения с энергиями до 10 МэВ удобно использовать радиационный захват тепловых нейтронов из-за низкой пороговой энергии реакции (тепловые энергии), больших сечений захвата тепловых нейтронов (единицы барн), широкой пространственности и доступности радионуклидных источников нейтронов, которые создают стационарное во времени нейтронное поле.

Коллиматор тепловых нейтронов формирует пучок от радионуклидного источника со значительной составляющей нейтронов тепловых

энергий [9]. Размещение мишени на выходе коллиматора позволит получить поле гамма-излучения с определенными энергиями. Для эталонного поля захватного гамма-излучения в диапазоне от 4 до 10 МэВ целесообразно использовать мишени из титана и никеля [10]. Титан и никель имеют

наибольшие сечения захвата тепловых нейтронов в области до 7 и до 10 МэВ соответственно. В таблице приведены наиболее интенсивные линии захватного излучения для материалов коллиматора, стен помещения, воздуха и мишеней из никеля и титана [10].

Таблица/Table

Наиболее интенсивные линии мгновенного захватного гамма-излучения
The most intense prompt neutron capture gamma-ray

Элемент Element	Энергия фотонов, МэВ Photon energy, MeV	Сечение захвата основных линий, барн Cross-section most intense gamma-ray, barn	Полное сечение захвата, барн Total cross-section, barn
^1_1H	2,223	0,3326	0,3326
$^{10}_5\text{B}$	0,477	716	716
$^{12}_6\text{C}$	3,683; 4,945	0,00122; 0,00261	0,00353
$^{13}_{13}\text{Al}$	1,778; 7,724	0,232; 0,0493	0,231
$^{14}_{14}\text{Si}$	3,538; 4,933	0,1190; 0,1120	0,177
$^{14}_7\text{N}$	5,269; 5,297; 5,533	0,0236; 0,0168; 0,0155	0,0795
$^{48}_{48}\text{Cd}$	0,245; 0,558; 0,651	274; 1860; 358	2522
$^{24}_{24}\text{Cr}$	7,938; 8,884; 9,719	0,424; 0,78; 0,26	3,07
$^{26}_{26}\text{Fe}$	0,352; 7,631; 7,645	0,273; 0,653; 0,549	2,56
$^{29}_{29}\text{Cu}$	0,159; 0,278; 7,915	0,648; 0,893; 0,869	3,795
$^{22}_{22}\text{Ti}$	0,341; 1,381; 1,586; 6,418; 6,760	1,84; 5,18; 0,624; 1,96; 2,97;	6,08
$^{28}_{28}\text{Ni}$	6,837; 7,536; 7,819; 8,533; 8,998	0,458; 0,190; 0,336; 0,721; 1,49	4,39

В работах [6, 7] приводятся примеры построения источников захватного гамма-излучения на основе ^{252}Cf и ^{241}Am -Ве-источников нейтронного излучения. Из опубликованных в этих работах экспериментальных спектров видно, что наиболее интенсивные пики (кроме пиков от мишени) соответствуют захвату теплового нейтрона на ядре водорода (2,223 МэВ), образованию пар (0,511 МэВ) и (α, n) -реакции на бериллии в источнике нейтронов (4,439 МэВ). Если проблему присутствия в спектре гамма-линий с энергией 4,439 МэВ от радионуклидного источника можно решить применением источника спонтанного деления на основе ^{252}Cf , то уменьшить интенсивность водородной линии можно только дополнительной фильтрацией.

Моделирование проводилось с помощью кода *MCNP-4b* [8]. В работе [9] описывается разработка Монте-Карло модели коллиматора тепловых нейтронов, ^{238}Pu -Ве-источника ИБН-8-6 и помещения. В сформированной Монте-Карло модели для определения характеристик поля захватного гамма-излучения в заданной точке, необходимо учитывать распространение и нейтронов и фотонов. Местом рождения нейтронов в данной задаче является ячейка активного вещества изо-

тропного источника нейтронов, гамма-кванты же являются вторичными частицами и образуются в результате различных взаимодействий во всей области решения задачи. В программе *MCNP* можно решать одновременно задачу транспорта нейтронов и гамма-квантов, включением специальной функции *mode N, P* (*mode N* – для нейтронов, *mode P* – для гамма-квантов).

Были изготовлены мишени в форме дисков ($d = 300$ мм) из титана (Плита ВТ 1-0 ГОСТ 23755-79) толщиной 15 мм и никеля (Никель Н-1 ГОСТ 849-97) толщиной 10 мм. Диаметр дисков соответствует диаметру выходного канала коллиматора тепловых нейтронов.

Результаты и их обсуждение

Для экспериментального изучения спектральных характеристик поля захватного излучения, формируемого коллиматором установки с ^{238}Pu -Ве-источником нейтронов, использовался спектрометрический блок детектирования БДКГ-19М NaI(Tl) 63×160 мм с нелинейной характеристикой преобразования канал-энергия в диапазоне до 10 МэВ. Количество каналов АЦП блока БДКГ-19М равно 1024. При измерениях блок

размещался по оси коллиматора на расстоянии 700 мм между центрами кристалла и источника нейтронов. На рисунке 1 приведены спектры для

мишеней из титана и из никеля, полученные при помощи блока БДКГ-19М. Спектры нормированы по времени на 1 с.

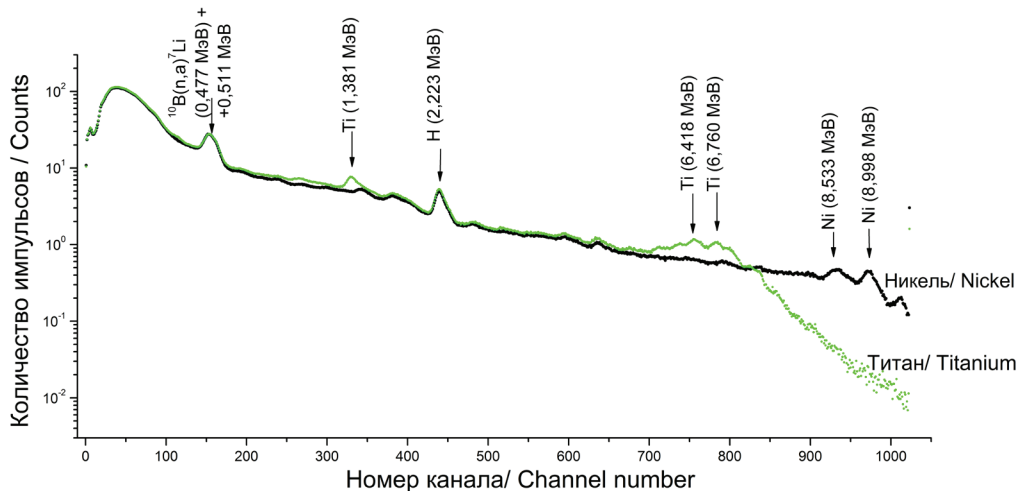


Рисунок 1 – Экспериментальные спектры для мишеней из титана и никеля

Figure 1 – Experimental spectra for Titanium target and Nickel target

На спектрах хорошо различимы линии титана и никеля, линия захвата на водороде 2,223 МэВ. Из-за невысокой разрешающей способности кристалла NaI(Tl) (по Cs-137 приблизительно 7 %) линии 0,477 МэВ захвата ядром ^{10}B и 0,511 МэВ образования пар неразрешимы. Пики полного поглощения, соответствующие мишеням никеля и титана, можно использовать для калибровки спектрометров гамма-излучения по энергии до 10 МэВ.

Для увеличения интенсивности линий мишеней на фоне остального спектра, а также для увеличения средней энергии спектра необходимо применять дополнительную фильтрацию гамма-излучения. При этом следует учитывать природу излучения и геометрию теплового коллиматора. Коллиматор тепловых нейтронов в данной задаче представляет собой объемный источник захватного гамма-излучения, рассеянного излучения и гамма-излучения, сопутствующего образованию быстрых нейтронов в ^{238}Pu -Ве-источнике. Все эти гамма-кванты образуются до мишени (если смотреть по направлению пучка нейтронов). Для данной задачи существует несколько подходов к фильтрации:

1) использование фильтра из материала с небольшим атомным номером (например, алюминий) для сплошной фильтрации (как излучения от коллиматора, так и от мишени); средняя энергия увеличивается из-за уменьшения коэффициента поглощения с ростом энергии;

2) увеличение плотности потока тепловых нейтронов в месте расположения мишени водородосодержащими «отражателями» тепловых нейтронов;

3) фильтр из материала с малым сечением захвата нейтронов, но высоким атомным номером, располагающийся между источником нейтронов и мишенью.

Проверка целесообразности применения сплошного фильтра проводилась при помощи Монте-Карло моделирования. Энергетическое распределение плотности потока фотонов от мишени из никеля рассчитывалось для сферы радиусом 1 мм, расположенной на расстоянии 70 см от центра источника нейтронов, при помощи карты tally F4 [8]. Расчеты проводились с различными толщинами алюминиевого экрана. Результат был нормирован на выход нейтронов из источника (рисунок 2).

Из приведенного спектра видно, что такой способ фильтрации позволяет уменьшить интенсивность гамма-излучения в области с энергией меньше энергии захвата на протоне 2,223 МэВ, но при этом также сильно снижается интенсивность линий никеля. Излучение от титановой мишени имеет меньшую энергию и ослабление будет еще больше. В спектре для случая фильтрации 30 см алюминия отчетливо просматривается составляющая рассеянного на стенах помещения и в самом фильтре гамма-излучения в области энергий до 300 кэВ.

Можно увеличить плотность потока тепловых нейтронов в мишени, и тогда увеличится число полезных захватов. Эффект достигается при установке вплотную к мишени «отражателя» с высоким коэффициентом альbedo нейтронов. Плотность потока тепловых нейтронов через мишень увеличивается из-за большого количества

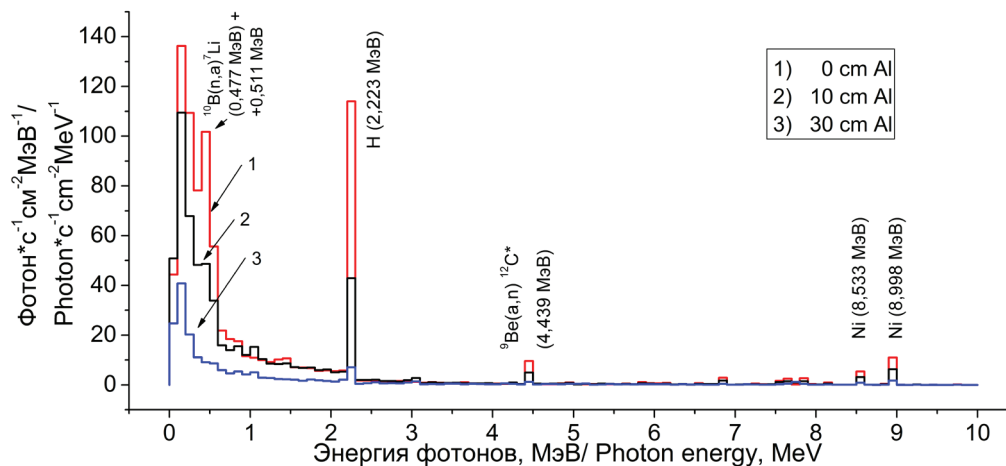


Рисунок 2 – Спектры захватного гамма-излучения для мишени из никеля при различных толщинах алюминиевого фильтра

Figure 2 – Spectrum of Neutron Capture Gamma-Ray for Nickel target with different thicknesses of the aluminum filter

рассеянных отражателем нейтронов. Для таких целей хорошо подходит полиэтилен.

Оценка соответствующего изменения интенсивности излучения при добавлении отражателя из полиэтилена проводилась при помощи разработанных Монте-Карло моделей коллиматора с мишенями из титана и никеля по линиям с наибольшей энергией (6,761 МэВ для титана и 8,998 МэВ для никеля). Размещение в поле тепловых нейтронов водородосодержащего материала (полиэтилен) будет неизбежно приводить к увеличению числа захватов на протоне, поэтому интенсивность линии 2,223 МэВ необходимо контролировать (рисунок 3).

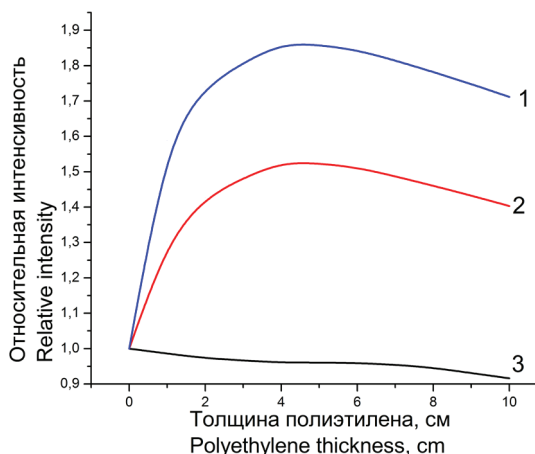


Рисунок 3 – Зависимости интенсивности линий 6,761 МэВ для титана (1), 8,998 МэВ для никеля (2) и 2,223 МэВ (3) от толщины полиэтилена

Figure 3 – The dependence of the energy intensity 6,761 MeV for Titanium target (1), 8,998 MeV for Nickel target (2) and 2,223 MeV on the thickness of the polyethylene

Максимальный выход захватного излучения от мишеней наблюдается при толщине полиэтилена 5 см. Дальнейшее добавление полиэтилена приводит к ослаблению захватного излучения. Линия с энергией 2,223 МэВ ослабляется значительно медленнее из-за захвата тепловых нейтронов ядрами водорода во всем объеме добавочного полиэтилена.

Из полиэтилена (ПНД ГОСТ 16338-85) изготовлены диски толщиной 25 мм и диаметром 300 мм для размещения в канале коллиматора тепловых нейтронов. Диски устанавливались вплотную к мишени. При помощи спектрометрического блока детектирования БДКГ-19М получены экспериментальные спектры для различного количества дисков (суммарная толщина полиэтилена; рисунок 4).

Отражатель из полиэтилена позволяет существенно увеличить интенсивность излучения от мишени. Высота пиков полного поглощения, соответствующих линиям никеля, максимальна при толщине 50 мм полиэтилена. Остальная часть спектра ослабляется, но при этом незначительно увеличивается количество рассеянного в полиэтилене излучения (в области около 150 кэВ). Кроме того, полиэтилен ослабляет пучок нейтронов, которые покинув коллиматор будут вступать во взаимодействие с кристаллом детектора и стенами помещения.

Перед мишенью можно разместить фильтр из материала с высоким атомным номером, но при этом с малым сечением взаимодействия с нейтронами тепловых и промежуточных энергий. Такой фильтр будет незначительно влиять на тепловую

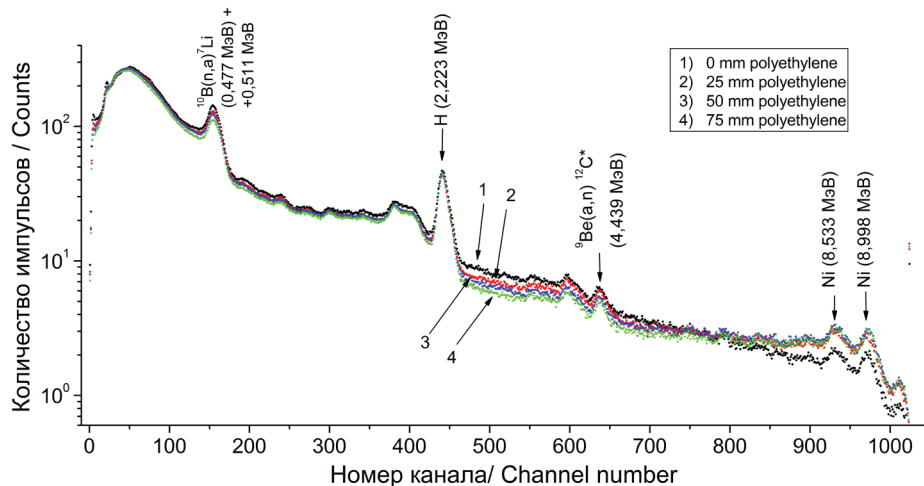


Рисунок 4 – Экспериментальные спектры для мишени из никеля при различных толщинах полиэтилена
Figure 4 – Experimental spectra for Nickel target with different thicknesses of polyethylene

компоненту пучка нейтронов и сильно ослаблять гамма-излучение от остальных источников.

Из материалов с высоким атомным номером наиболее доступны вольфрам ($Z = 74$) и свинец ($Z = 82$). Вольфрам имеет большое сечение захвата тепловых нейтронов ($\sigma_{\gamma}^z = 18,39$ барн) [11], поэтому в качестве материала фильтра был выбран свинец.

Фильтр из свинцовых пластин должен размещаться перед мишенью, а полиэтилен – после мишени. На рисунке 5 представлена Монте-Карло модель коллиматора тепловых нейтронов с фильтром из свинца и полиэтиленовым отражателем.

Экспериментальные спектры для мишени из никеля с полиэтиленом 50 мм при различных толщинах свинцового фильтра приведены на рисунке 6.

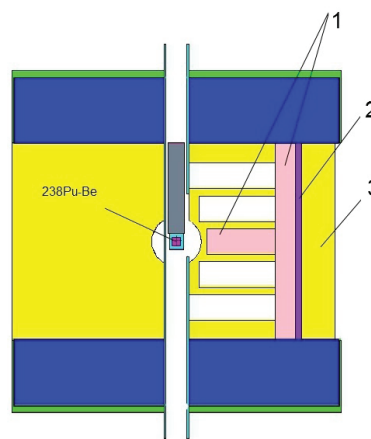


Рисунок 5 – Монте-Карло модель коллиматора тепловых нейтронов: 1 – свинец; 2 – мишень; 3 – полиэтилен
Figure 5 – Monte-Carlo model of the thermal neutrons collimator: 1 – lead; 2 – target; 3 – polyethylene

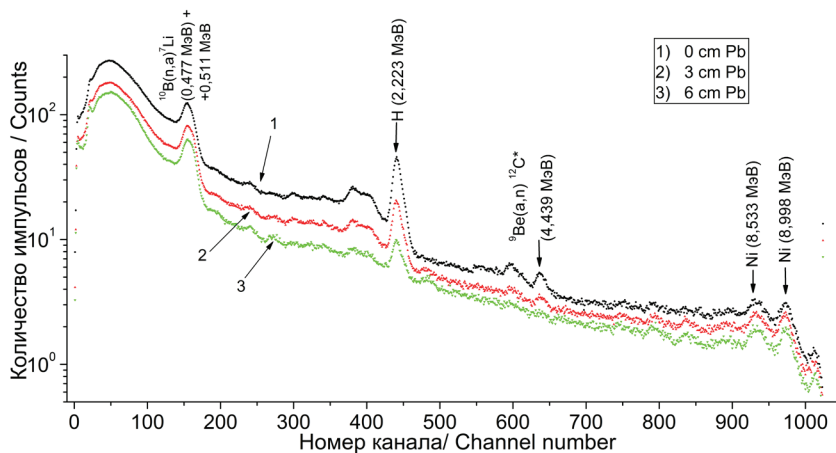


Рисунок 6 – Экспериментальные спектры для мишени из никеля при различных толщинах свинцового фильтра
Figure 6 – Experimental spectra for Nickel target with different thicknesses of lead filter

В спектрах с фильтром из свинца 3 см и 6 см наблюдается значительное «проседание» в области энергий ниже «водородной». Для 3 см свинца интенсивность линии никеля уменьшилась в 1,28 раза, а линия 2,223 МэВ уменьшилась в 2,35 раза. Если использовать алюминиевый фильтр после мишени, то при ослаблении никеля в 1,28 раз, пик 2,223 МэВ ослабился бы только в 1,47 раз, а если использовать свинец – то в 1,24 раза [12].

Заключение

Теоретически и экспериментально подтверждена возможность получения и использования поля захватного гамма-излучения, формируемого коллиматором тепловых нейтронов поверочной установки нейтронного излучения УПН-АТ140 с ^{238}Pu -Ве-источником быстрых нейтронов и мишенями из титана и никеля. При помощи мишени из титана можно формировать поля до 7 МэВ, а при помощи никеля поля – до 10 МэВ.

Показано, что в данной задаче неприемлемо использовать сплошную фильтрацию всего спектра гамма-излучения. Предложено увеличить интенсивность гамма-излучения от мишени в поле тепловых нейтронов установкой вплотную к ней полиэтиленовой пластины (диска). Максимальный выход гамма-излучения для мишеней из никеля и из титана наблюдается при толщине полиэтилена 5 см (справедливо только для ^{238}Pu -Ве-источника нейтронов).

Размещение пластин из свинца до мишени позволяет фильтровать излучение от захватов в материалах коллиматора и от источника нейтронов гораздо эффективнее, чем сплошной фильтрацией. Для 3 см свинца линии никеля ослабились в 1,28 раз, а линия 2,223 МэВ – в 2,35 раз.

Результаты, полученные в ходе этого исследования, будут использованы в дальнейшей работе по расчету фильтрации как гамма-, так и нейтронного излучения.

Список использованных источников

1. Nakashima, Y. Gamma-Ray Energy Spectra Observed around a Nuclear Reactor / Y. Nakashima, S. Minato, M. Kawano // *Journal of Radiation Research*. – 1971. – Vol. 12, no. 4. – P. 138–147.
2. Itsumasa, U. Systematics of Gamma-Ray Energy Spectra for Classification of Workplaces around a Nuclear Facility / U. Itsumasa, T. Tadashi // *J. Jpn. Health Phys. Soc.* – 1985. – Vol. 3. – P. 1440–1443.

3. Беланова, Т.С. Радиационный захват нейтронов / Т.С. Беланова, А.В. Игнатюк, А.Б. Пашченко. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 248 с.

4. Bermann, F. ed. Capture Gamma Ray Beam for the Calibration of Radioprotection Dosimeters between 5 and 9 MeV / F. Bermann [et al.] // *Radiation Protection Dosymetry*. – 1990. – Vol. 30. – P. 237–243.

5. Troubetzcoy, E. Complication of Information on Gamma-Ray Spectra Resulting from Thermal-Neutron Capture / E. Troubetzcoy, H.A. Goldstein. – Oak Ridge National Laboratory, 1960. – 78 p.

6. Kroupa, M. Wide energy range gamma-ray calibration source / M. Kroupa, C. Granja, Z. Janout // *Journal of Instrumentation*. – 2011. – No. 6. – 12 p.

7. Rogers, J.G. A 7–9 MeV isotopic gamma-ray source for detector testing / J.G. Rogers, M.S. Andreaco, C. Moisan // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*. – 1998. – Vol. 413. – P. 249–254.

8. Briesmeister, J.F. ed. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. / J.F. Briesmeister. – Report LA-12625-M.-Los Alamos. – NM: Los Alamos National Laboratory, 1997. – 736 p.

9. Комар, Д.И. Монте-Карло моделирование метрологических характеристик установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 / Д.И. Комар, С.А. Кутень, В.Д. Гузов // *Экологический вестник*. – 2016. – № 3 (37). – С. 54–61.

10. Choi, H.D. Database of prompt gamma-rays from slow neutron capture for elemental analysis / H.D. Choi, R.B. Firestone, R.B. Lindstorm. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2006. – 252 p.

11. Kopecky, J. Ed. Atlas of Neutron Capture Cross Sections / J. Kopecky. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 1997. – 370 p.

12. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева. – М.: Столица, 2013. – 494 с.

References

1. Nakashima Y., Minato S., Kawano M. Gamma-Ray Energy Spectra Observed around a Nuclear Reactor. *Journal of Radiation Research*, 1971, vol. 12, no. 4, pp. 138–147. doi: 10.1269/jrr.12.138
2. 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.
3. Belanova T.S., Ignatyuk A.V., Pashchenko A.B. *Radiacionnyj zakhvat nejtronov* [Radiative neutron capture]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1986, 248 p. (in Russian).
4. Bermann F. ed. Capture Gamma Ray Beam for the Calibration of Radioprotection Dosimeters between 5 and 9 MeV. *Radiation Protection Dosymetry*, 1990, no. 4, pp. 237–243.

5. Troubetzcoy E., Goldstein H.A. Complication of Information on Gamma-Ray Spectra Resulting from Thermal-Neutron Capture. Oak Ridge National Laboratory, 1960, 78 p.
6. Kroupa M., Granja C., Janout Z. Wide energy range gamma-ray calibration source. *Journal of Instrumentation*, 2011, vol. 6, 12 p. **doi:** 10.1088/1748-0221/6/11/T11002
7. Rogers J.G., Andreaco M.S., Moisan C. A 7-9 MeV isotopic gamma-ray source for detector testing. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 1998, vol. 413, pp. 249–254. **doi:** 10.1016/S0168-9002(98)00097-7
8. 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 pp.
9. Komar D.I., Kutsen S.A., Guzov V.D. [Monte-Carlo simulation metrological characteristics of the neutron calibration facility]. *Ekologicheskij vestnik* [Ecological proceedings], 2016, no. 3, pp. 54–61 (in Russian).
10. Choi, H.D., Firestone, R.B., Lindstorm, R.B. Database of prompt gamma-rays from slow neutron capture for elemental analysis. Vienna, International atomic Energy Agency, 2006, 252 p.
11. Kopecky J. ed. Atlas of Neutron Capture Cross Sections. Vienna, International atomic Energy Agency, 1997, 370 p.
12. Mashkovich V.P., Kudryavceva A.V. *Zashchita ot ioniziruyushchikh izluchenij* [Protection of ionizing radiation]. Moscow, Stolitsa Publ., 2013, 494 p. (in Russian).