

# Нейтронный спектрометр-дозиметр нового поколения

П. Руднев<sup>1</sup>, И. Чешигин<sup>2</sup>

УДК 539.1.074 | ВАК 2.2.4

Идентификация ионизирующих излучений и измерения дозиметрических характеристик сегодня все шире используются в различных областях – от ядерной энергетики до медицинских диагностических исследований. Однако большинство доступных сегодня на рынке приборов дозиметрического контроля не отличается высокой точностью. В статье описан малогабаритный цифровой спектрометр-дозиметр нейтронов и гамма-квантов SDMF-1608SN нового поколения, который позволяет измерять энергетическое распределение плотности потока нейтронов и гамма-квантов в абсолютных величинах (количество частиц/см<sup>2</sup>·с) для неизвестного радиационного излучения и на основании измеренного спектра рассчитывать любой дозиметрический функционал. Все измерения и расчеты спектрометр выполняет в режиме реального времени. В статье приведены примеры измерения спектров радионуклидных гамма- и нейтронных источников, ускорителей, генераторов, реакторов.

## ВВЕДЕНИЕ

Измерения в области ионизирующих излучений традиционно условно делят на два направления: радиометрию, связанную с измерением характеристик источников и полей излучения, и дозиметрию, связанную с изучением величин, характеризующих воздействие ионизирующего излучения на физические и биологические объекты. И в радиометрии, и в дозиметрии существует развитый физико-математический аппарат для детального описания источников, полей и процессов взаимодействия излучения с веществом. При использовании дифференциальных величин для этих целей можно получить более точные результаты, но при этом исследования более трудоемки и требуют более высоких финансовых затрат. Фактически, при планировании измерений с заданной точностью приходится решать оптимизационную задачу, учитывающую одновременно технические и экономические показатели. Поскольку любые свертки дифференциальных характеристик приводят одновременно и к огрублению, и к удешевлению измерений, приборостроение в области ионизирующих излучений всегда однозначно выбирало в качестве параметров, измеряемых прибором, интегральные, более дешевые характеристики в ущерб точности измерений. Так, например,

все дозиметрические характеристики зависят от энергии излучения, то есть было бы более разумно и естественно определять их с учетом спектра.

На практике подавляющее большинство измерений дозиметрических характеристик полей выполняют интегральными дозиметрами без учета спектра, что продиктовано, в том числе, и требованиями существующих нормативных документов. Для примера приведем выдержку из методических указаний МУ 2.6.1.14-2001 «Контроль радиационной безопасности. Общие требования»: «8.2. Основные требования к относительной погрешности большинства рабочих средств измерений ионизирующего излучения сформулированы в ГОСТ 2907491, а требования к основной погрешности даны также в стандартах на поверочные схемы для средств измерений соответствующих величин. Предпочтение следует отдавать средствам измерений, имеющим относительную погрешность не более, чем от –30 до +50%». В итоге, несмотря на то, что наиболее точную характеристику любого поля можно определить, лишь измерив ее с учетом координаты, угла падения и энергии падающего излучения, приборов такого типа практически не существует.

Чувствительность же интегральных дозиметров сильно зависит от энергии и угла падения частиц и может меняться в разы при различных энергиях падающего излучения. «Использование таких приборов для измерения полей одного вида излучения с неизвестным энергетическим и пространственным распределением („черное“

<sup>1</sup> ООО «Центр АЦП», директор, peter@centeradc.ru.

<sup>2</sup> ООО «Центр АЦП».

поле) или проведение измерений в смешанных гамма-нейтронных полях зачастую оказывается просто бессмысленным, так как не представляется возможным корректная интерпретация полученных показаний» [12].

Фактически, за последние 60 лет приборостроение в области ионизирующих излучений улучшало только сервисные возможности приборов, а их основная метрологическая характеристика – погрешность – практически не изменилась.

### ИДЕНТИФИКАЦИЯ НЕЙТРОНОВ И ГАММА-КВАНТОВ

Форма светового импульса в органическом сцинтилляторе зависит от типа заряженной частицы, которая возникает за счет упругого рассеяния нейтронов на ядрах водорода (протон) или гамма-квантов на свободных электронах (Комптоновское рассеяние). Изменение во времени интенсивности световой вспышки, а в дальнейшем и импульса тока на аноде фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), можно аппроксимировать двумя компонентами: быстрой и медленной. Интенсивность медленной компоненты может составлять до 90% интенсивности всей вспышки. При этом гамма-кванты, в отличие от нейтронов, имеют только быстрый компонент высвечивания.

На этой основе построены все ранее известные электронные схемы разделения нейтронов и гамма-квантов. Наиболее распространенными из них являются метод Брукса и метод пересечения нулевого уровня. Оба метода

реализуются специальными электронными схемами, работающими с аналоговыми сигналами и имеющими для измерения аппаратного распределения импульсов два канала: линейный и управляющий. Это приводило к естественному ограничению работы спектрометра, либо измеряется энергетический спектр нейтронов, либо гамма-квантов.

В спектрометре SDMF-1608SN (рис. 1) реализован современный подход для анализа формы импульса от нейтронов и гамма-квантов с использованием высокочастотного аналого-цифрового преобразователя (АЦП) и математического анализа формы импульса массива данных.

Импульсы тока с анода ФЭУ сначала оцифровываются, а затем массив цифровых данных передается специальной программой для анализа их формы с помощью выражения:

$$K_{shape} = (I_{fast} + I_{slow}) / I_{fast},$$

где  $K_{shape}$  – коэффициент формы импульса;

$I_{fast}$  – интеграл под быстрой компонентой импульса;

$I_{slow}$  – интеграл под медленной компонентой импульса.

На рис. 2 представлен скриншот диаграммы идентификации для радионуклидного источника нейтронов

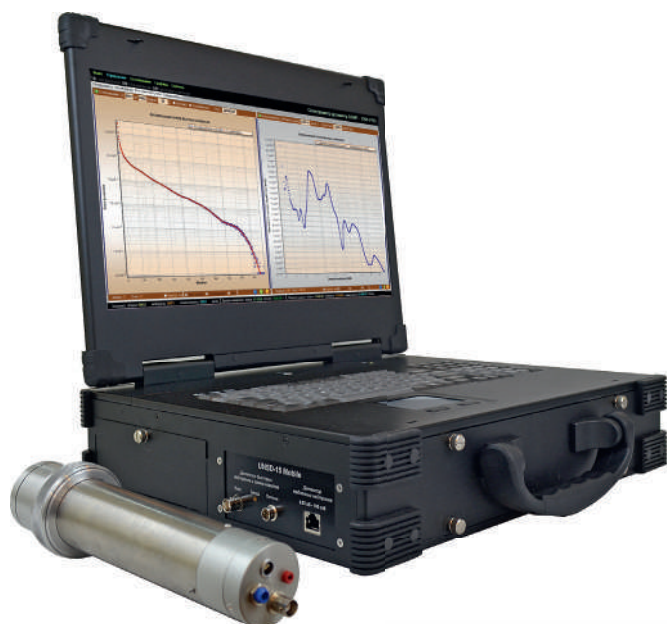


Рис. 1. Спектрометр-дозиметр нейтронов и гамма-квантов SDMF-1608SN

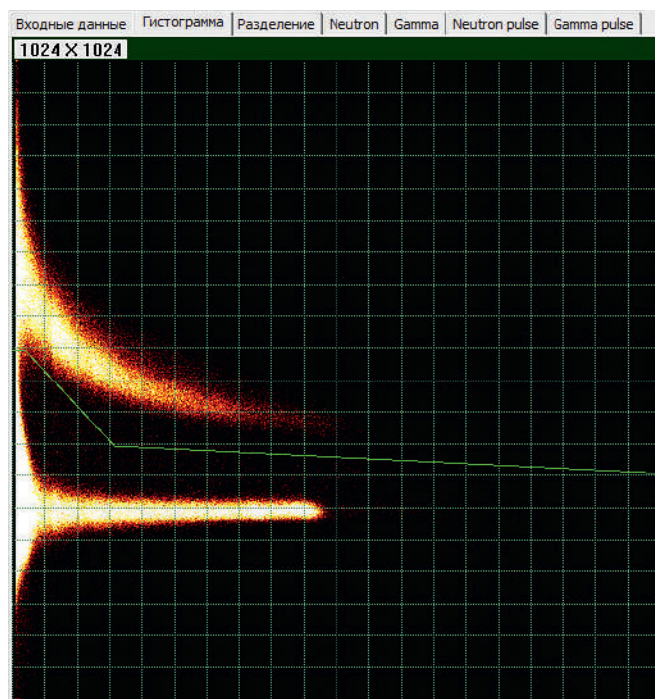


Рис. 2. Диаграмма идентификации нейтронов и гамма-квантов Pu-Be-источника нейтронов спектрометром-дозиметром SDMF-1608SN (верхняя часть – нейтроны, нижняя часть – гамма-кванты)

Pu-Be с сопутствующим гамма-излучением. Наблюдается достаточно хорошее разделение излучения источника на нейтроны и гамма-кванты.

Такой поход к идентификации излучения позволяет, во-первых, в одном эксперименте с помощью одного детектора измерять энергетические спектры нейтронов и гамма-квантов источника излучения, а во-вторых, перед началом анализа формы импульса выполнять удаление из рассмотрения наложенных импульсов и импульсов шума (не имеющих отношения к импульсам от излучения). Последняя операция позволяет значительно повысить качество идентификации.

Зеленая линия на диаграмме идентификации (см. рис. 2) является критерием для формирования двух массивов данных для аппаратурных спектров нейтронов и гамма-квантов. Нейтроны – выше линии разделения, гамма-кванты – ниже. Положение границы устанавливается экспериментально во время калибровки спектрометра-дозиметра на любом источнике нейтронов с сопутствующим гамма-излучением.

### ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ СПЕКТРОМЕТРА-ДОЗИМЕТРА

Для измерения энергетического распределения плотности потока быстрых нейтронов в диапазоне энергий ~0,1–16 МэВ и гамма-квантов в диапазоне энергий ~0,1–9 МэВ используется детектор на основе органического сцинтиллятора. Для нейтронов метод регистрации основан на упругом рассеянии нейтронов на ядрах водорода с последующим восстановлением энергетического спектра нейтронов из аппаратурного спектра протонов отдачи методом сглаживающего дифференцирования [8]. В процессе восстановления учитываются и вводятся поправки на многократное рассеяние нейтрона в сцинтилляторе и краевые эффекты (выход протона отдачи за пределы сцинтиллятора) [9], что может в значительной мере исказить форму функции отклика спектрометра в уравнении (2).

Аппаратурный спектр, измеренный спектрометром-дозиметром, связан со спектром протонов отдачи выражением:

$$N_i = A \cdot \int_{E_{pi}-\Delta E_{pi}/2}^{E_{pi}+\Delta E_{pi}/2} F(E_p) dE_p, \quad (1)$$

где  $N_i$  – число импульсов в  $i$ -канале спектрометра-дозиметра;

$A$  – константа, пропорциональная времени измерения спектра и интенсивности источника излучения;

$E_{pi}$  – протонная энергия, соответствующая середине  $i$ -канала спектрометра-дозиметра;

$\Delta E_{pi}$  – ширина измерительного канала спектрометра в протонной энергии;

$F(E_p)$  – регистрируемый спектр протонов отдачи, связанный с исследуемым спектром быстрых нейтронов интегральным уравнением:

$$F(E_p) = \int \Phi(E_n) \cdot K(E_n, E_p) dE_n, \quad (2)$$

где  $\Phi(E_n)$  – восстанавливаемый энергетический спектр быстрых нейтронов;

$K(E_n, E_p)$  – ядро уравнения (или «функция отклика» спектрометра), включающее процессы однократного и многократного  $n$ - $p$ -рассеяния, процессы, связанные с рассеянием нейтронов на ядрах углерода с последующим  $n$ - $p$ -рассеянием, краевые эффекты и энергетическое разрешение спектрометра.

Сложная зависимость  $K(E_n, E_p)$  от энергии нейтрона не позволяет точно рассчитать спектр  $\Phi(E_n)$  из уравнений (1), (2), и говорить можно только о наилучшем приближении к истинному спектру, чем, в частности, обусловлено многообразие методов обработки аппаратурных распределений.

Большое распространение имеет метод сглаживающего дифференцирования, позволяющий получить достаточно точную точность спектральной информации при сравнительной простоте реализации.

Предполагая, что в интервале  $\Delta E_{pi}$  энергетический спектр протонов отдачи можно аппроксимировать прямой, уравнение (1) можно записать в следующем виде:

$$N_i = A \cdot \Delta E_{pi} \cdot F(E_{pi}). \quad (1')$$

Ядро уравнения (2) можно записать в виде:

$$K(E_n, E_p) = \begin{cases} (\epsilon(E_n) \cdot B(E_n) \cdot S) / E_n, & \text{при } E_p \leq E_n; \\ 0, & \text{при } E_p > E_n, \end{cases}$$

где  $\epsilon(E_n)$  – эффективность регистрации нейтронов [9];

$B(E_n)$  – поправка на двукратное  $n$ - $p$ -рассеяние и краевые эффекты [9];

$S$  – площадь поверхности сцинтиллятора, на которую падает нейтронное излучение.

Тогда решение уравнений (1), (2) можно записать в виде:

$$\Phi(E_n) = -\left( E_n / (A \cdot S \cdot \epsilon(E_n) \cdot B(E_n)) \right) \cdot d^2 N(E_p) / dE_p^2.$$

Далее, используя методы численного дифференцирования, можно восстановить абсолютный энергетический спектр быстрых нейтронов из измеренных аппаратурных распределений импульсов.

Энергетическая калибровка спектрометра выполняется на изотопных источниках гамма-квантов, таких как  $^{137}\text{Cs}$  (энергия гамма-квантов 0,661 МэВ) или сопутствующие гамма-кванты источника нейтронов Pu( $\alpha, n$ )Be (энергия гамма-квантов 4,41 МэВ).

Переход от энергии гамма-квантов к энергии нейтронов выполняется с помощью «функции равного световыхода», заданной аналитически [9]. Функция связывает энергию протона с энергией электрона, создающей в сцинтилляторе импульсы одинаковой амплитуды. Параметры этой функции были отработаны в измерениях нейтронных спектров моноэнергетичных нейтронов в диапазоне энергий 0,144–19 МэВ [10], а также с помощью измерений энергетического спектра быстрых нейтронов Pu-Be-источника с хорошо известной резонансной структурой в диапазоне энергий 1–11 МэВ.

Для гамма-квантов метод регистрации основан на упругом рассеянии гамма-квантов на свободных электронах (Комптоновское рассеяние) [8]. В указанном выше диапазоне энергий для легких сцинтилляторов сечения процессов полного поглощения гамма-квантов (фотоэффект) и образования пар (электрон-позитрон) пренебрежимо малы по сравнению с сечением Комптоновского рассеяния и ими можно пренебречь.

Для измерения плотности потока медленных нейтронов в диапазоне энергий от 0,03 эВ до 100 кэВ используется детектор на основе борного счетчика CHM-13 с полиэтиленовым замедлителем. Детектор откалиброван в широком диапазоне полей медленных нейтронов, сформированных за различными легкими защитными материалами толщиной от 5 до 50 см. Первичным источником быстрых нейтронов служит радионуклидный источник  $^{239}\text{Pu}(\alpha, n)^{90}\text{Po}$  со средней энергией ~4,9 МэВ.

Энергетические распределения плотности потока нейтронов во всем диапазоне энергий за защитными материалами рассчитывались с помощью кода VRAD (Virtual Radiation) [4], реализующего метод расчетного эксперимента Монте-Карло, и измерялись с помощью спектрометра-дозиметра SDMF-1608SN в диапазоне энергий от 0,1 до 16 МэВ. Результаты расчета сравнивались с измеренными энергетическими распределениями плотности потока быстрых нейтронов и нормировались на них, что позволяло объединить результаты измерений различными детекторами.

## ДОЗИМЕТРИЯ НЕЙТРОНОВ И ГАММА-КВАНТОВ

На основе измеренных энергетических распределений плотности потока быстрых нейтронов и гамма-квантов определяются (вычисляются) мощности эффективной дозы или мощности амбиентного эквивалента дозы (Зв/с, Зв/ч, мЗв/с, мЗв/ч, мкЗв/с, мкЗв/ч в зависимости от установок пользователя) от обоих видов излучения в любом выбранном пользователем диапазоне энергий нейтронов и гамма-квантов [1].

При вычислении мощности эффективной дозы и амбиентного эквивалента дозы используются значения конверсионных коэффициентов (Зв·см<sup>2</sup>) на единственный поток нейтронов и гамма-квантов при различных

энергиях излучения для отечественных норм радиационной безопасности (НРБ-99/2009 [7]) или международных норм радиационной безопасности (ISO 8529-3:1998 [2]), (ICRP 74:1995 [3]) и (ICRP 116:2010 [5]) в зависимости от установок пользователя. Для гамма-квантов вычисляется также мощность экспозиционной дозы (Р/с, Р/ч, мР/с, мР/ч, мкР/с, мкР/ч в зависимости от установок пользователя) в воздухе с использованием значений экспозиционной дозы на единственный поток гамма-квантов при различных энергиях излучения (мкР·см<sup>2</sup>) (так называемая дозовая кривая Снайдера [4]).

При вычислении мощности эффективной дозы принимается во внимание также геометрия источника излучения (выбирается пользователем) – изотропное поле излучения или мононаправленный пучок излучения, а также для мононаправленного пучка излучения можно выбрать условия облучения человека: грудью, спиной, правым боком, левым боком и круговое облучение (также выбирается пользователем).

Опираясь на определение эффективной дозы, как

$$D_{\text{эфф}}(E) = \sum_{\text{орг}} w_{\text{орг}} \cdot D_{\text{экв}}(E) = \sum_{\text{орг}} w_{\text{орг}} \cdot \left( \sum_{\text{рад}} q_{\text{рад}}(E) \cdot D_{\text{пор}}(E) \right),$$

где  $D_{\text{эфф}}(E)$  – энергетический спектр эффективной дозы;

$w_{\text{орг}}$  – весовые коэффициенты по органам человека;

$D_{\text{экв}}(E)$  – энергетический спектр эквивалентной дозы;

$q_{\text{рад}}(E)$  – энергетическая зависимость коэффициента качества излучения;

$D_{\text{пор}}(E)$  – энергетический спектр поглощенной дозы, и выполняя вычисления только для одного вида излучения, можно рассчитать эффективную поглощенную дозу нейтронов и гамма-квантов (Гр).

Для нейтронов:  $D_{\text{эфф}}(E) = q_{\text{н}}(E) \cdot \sum_{\text{орг}} w_{\text{орг}} \cdot D_{\text{пор}}(E)$ , или  $\sum_{\text{орг}} w_{\text{орг}} \cdot D_{\text{пор}}(E) = D_{\text{эфф}}(E)/q_{\text{н}}(E)$ .

Для гамма-квантов численно:  $D_{\text{эфф}}(E) = \sum_{\text{орг}} w_{\text{орг}} \cdot D_{\text{пор}}(E)$ , так как коэффициент качества равен единице. Достаточно просто изменить размерность.

Для гамма-квантов также вычисляется поглощенная доза в воздухе (Рад). Коэффициент перехода от (Р) к (Рад) равен 0,88.

## ПРИМЕРЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ СПЕКТРОМЕТРА-ДОЗИМЕТРА

На рис. 3–11 приведены скриншоты экрана спектрометра как примеры различных энергетических распределений плотности потока быстрых нейтронов и гамма-квантов, измеренных данным спектрометром.

Приведенные энергетические распределения демонстрируют широкий диапазон возможного применения спектрометра в научных и прикладных задачах радиационной физики, дозиметрии и защиты, активационном анализе, радиационной биологии, ядерной медицине,



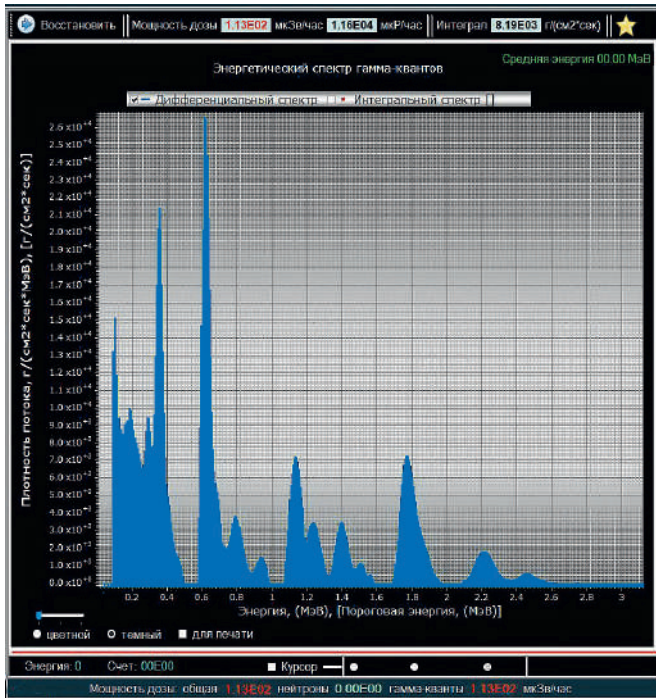


Рис. 3. Энергетическое распределение плотности потока гамма-квантов радиоактивного изотопа  $^{226}\text{Ra-Be}$

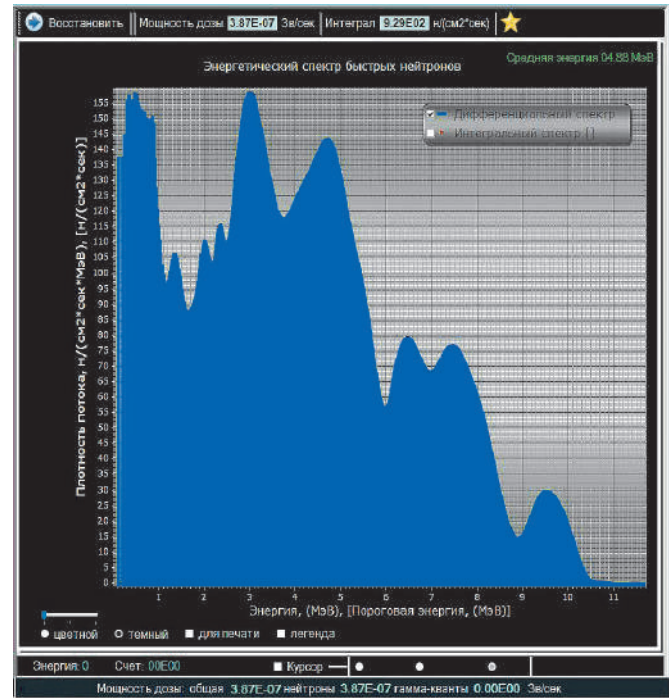


Рис. 4. Энергетическое распределение плотности потока нейтронов радионуклидного источника нейтронов  $^{239}\text{Pu-Be}$

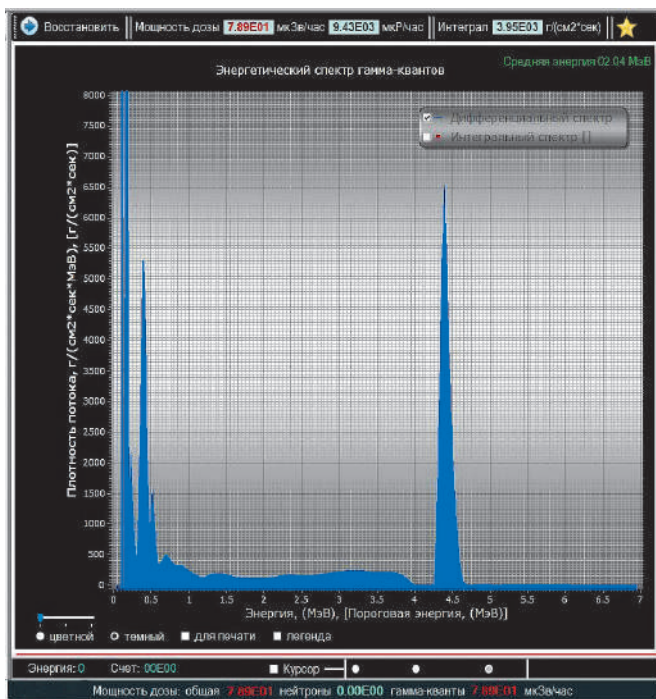


Рис. 5. Энергетическое распределение плотности потока сопутствующего гамма-излучения радионуклидного источника нейтронов  $^{239}\text{Pu-Be}$

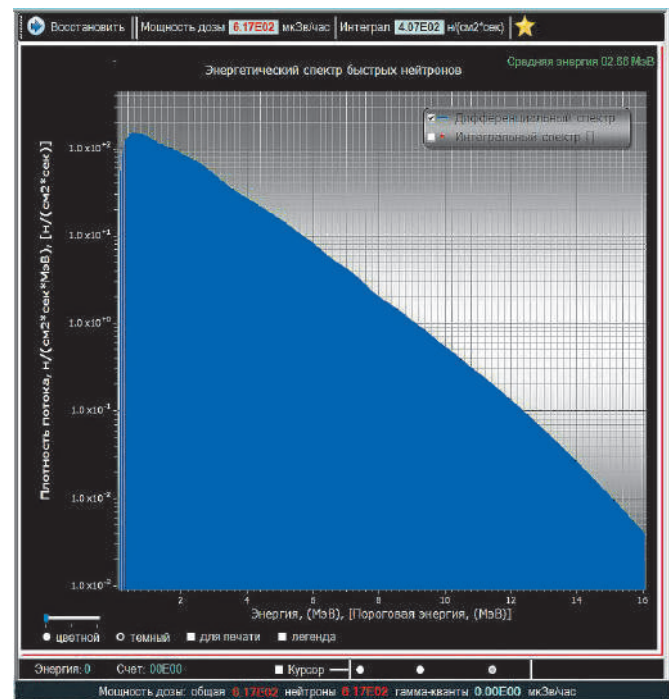


Рис. 6. Энергетическое распределение плотности потока нейтронов спонтанного деления  $^{252}\text{Cf}$



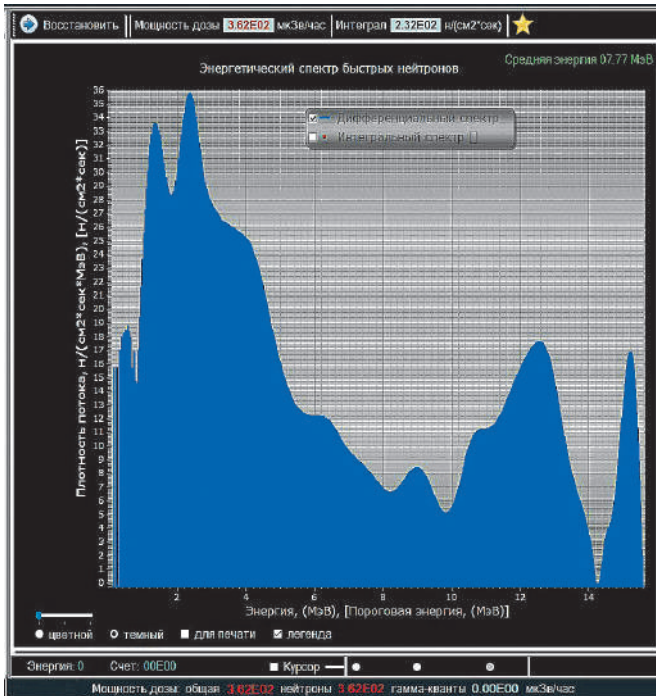


Рис. 7. Энергетическое распределение плотности потока нейтронов реакции  ${}^7\text{Li}(d, n){}^8\text{Be}$

исследованиях радиационной стойкости радиоаппаратуры и конструкционных материалов.

Спектрометр является источником первичной дифференциальной (по энергии) информации о радиационном излучении любого источника, обладающей которой можно рассчитать необходимый дополнительный радиационный функционал. Некоторые показатели спектрометр в режиме реального времени (во время измерения) предоставляет пользователю:

- интегральную (по энергии) плотность потока,
- мощность эффективной и амбиентной дозы,
- мощность поглощенной дозы в ткани для нейтронов и гамма-квантов,
- мощность экспозиционной и поглощенной дозы в воздухе для гамма-квантов.

На рис. 3–6 представлены результаты применения спектрометра-дозиметра в активационном анализе различных изотопов. Измерения дают возможность определить спектральный состав и абсолютную активность изотопов и изотопных источников нейтронов и гамма-квантов.

На рис. 7–9 представлены результаты измерения энергетического распределения плотности потока нейтронов на различных ускорительных установках. Ускорительные установки, реализующие ядерные реакции,

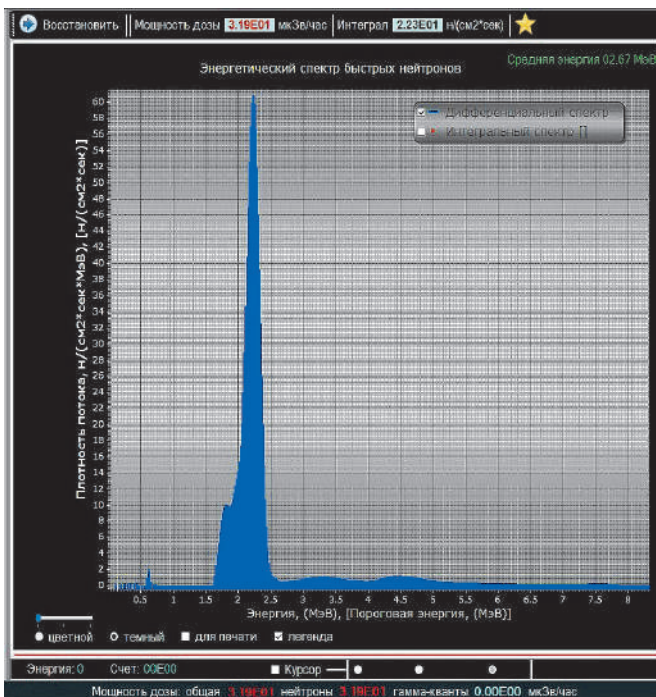


Рис. 8. Энергетическое распределение плотности потока нейтронов реакции  $D(d, n){}^3\text{He}$

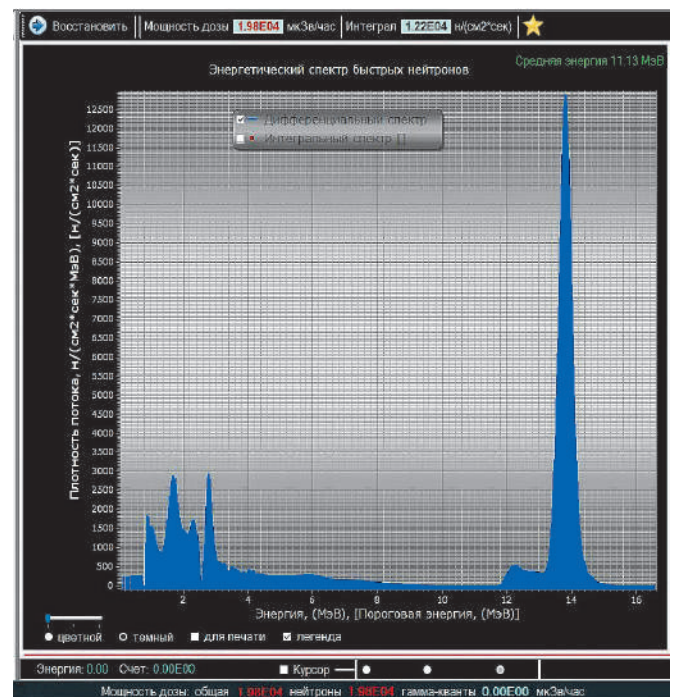


Рис. 9. Энергетическое распределение плотности потока нейтронов реакции  $T(d, n){}^4\text{He}$

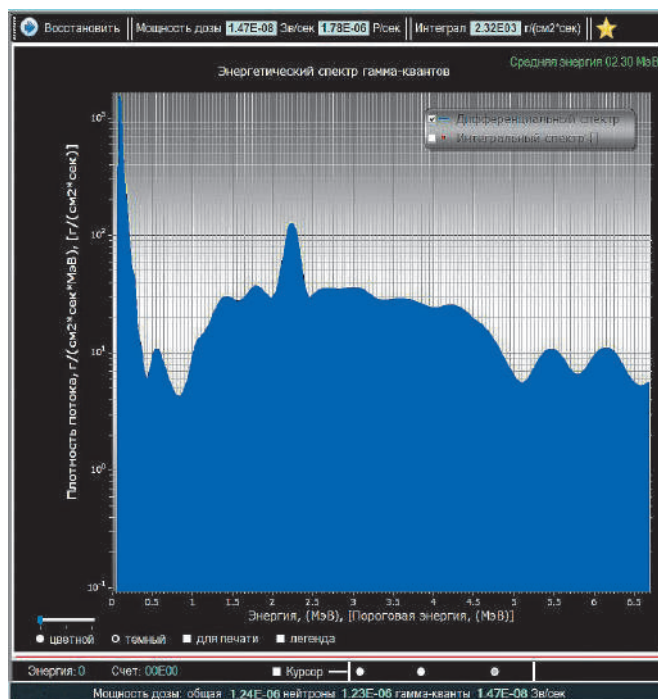
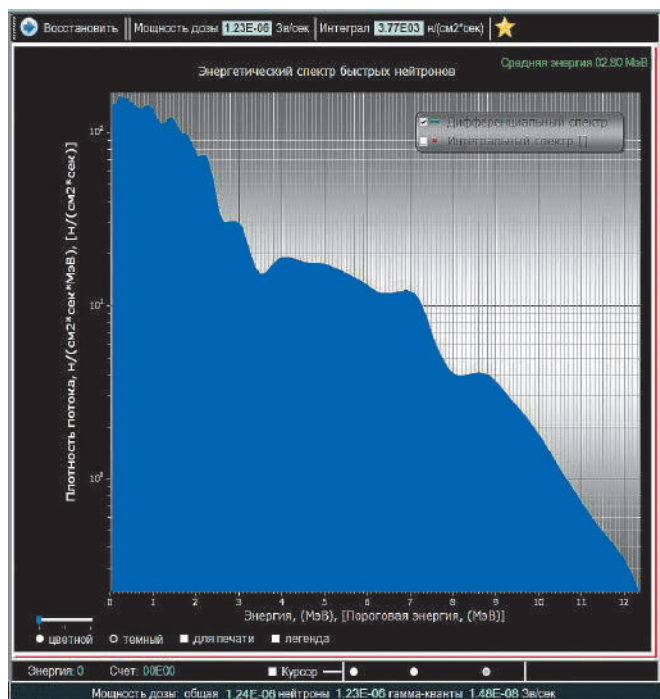


Рис. 10. Энергетическое распределение плотности потока нейтронов реактора ОР установки ОР-М НИЦ «Курчатовский институт»

Рис. 11. Энергетическое распределение плотности потока гамма-квантов реактора ОР установки ОР-М НИЦ «Курчатовский институт»

производящие нейтроны, используются для метрологических целей (калибровка и тестирование измерительной аппаратуры), а также в ядерной медицине (лечение онкологических заболеваний).

На рис. 10, 11 представлены энергетические распределения плотности потока быстрых нейтронов и гамма-квантов реактора за защитными фильтрами из графита, карбида бора и свинца. Пример демонстрирует использование спектрометра для решения задач радиационной физики и физики защиты от проникающих излучений (взаимодействия излучения с веществом).

### ЛИТЕРАТУРА

1. Руднев П. И., Чешигин И. В. Измерение энергетических распределений плотности потока излучений, или как правильно рассчитать мощность дозы от нейтронов и гамма-квантов // ЭЛЕКТРОНИКА: Наука, Технология, Бизнес. 2022. № 3. С. 118–121.
2. Reference neutron radiation. Part 3: Calibration of area and personal dosimeters and determination of their response as a function of neutron energy and angle of incidence // ISO 8529-3 1998(E).
3. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection against External Radiation // ICRP Publication 74. 1995.
4. Моисеев А. А., Иванов В. И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене // Изд. 2. Атомиздат, 1974. С. 336.

5. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures // ICRP Publication 116. 2010.
6. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection // ICRP Publication 103. 2007.
7. Нормы радиационной безопасности (СанПин 2.6.1.2523-09) // НРБ-99/2009. 2009.
8. Колеватов Ю. И., Семенов В. П., Трыков Л. А. Спектрометрия нейтронов и гамма-излучения в радиационной физике // Энергоатомиздат, 1990.
9. Toms M. E. A computer analysis to obtain neutron spectra from an organic scintillator // Nuclear instruments and methods 92. 1971. PP. 61–70.
10. Руднев П. И., Чешигин И. В. Измерение плотности потока моноэнергетических нейтронов спектрометром-дозиметром SDMF-1608SN в радиационных полях РТВ ионной ускорительной установки (PIAF), Германия // Приборы и техника эксперимента. 2022. № 5. С. 58–64.
11. Кожевников А. Н., Мадеев В. Г. Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Обнинск, 2015. С. 297–298.
12. Большов Л. А. Решение НТС № 10 «Экология и радиационная безопасность» Госкорпорации «Росатом» по вопросу «Обеспечение контроля радиационной обстановки и радиационных рисков персонала на предприятиях Росатома». 20.12.2017.





САМОЕ ПОСЕЩАЕМОЕ ОТРАСЛЕВОЕ  
МЕРОПРИЯТИЕ СЕВЕРО-ЗАПАДА  
РОССИИ!\*

18-20  
ОКТЯБРЯ  
2023

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ  
КВЦ ЭКСПОФОРУМ

XXIII МЕЖДУНАРОДНАЯ ВЫСТАВКА  
РАДИОЭЛЕКТРОНИКА  
& ПРИБОРОСТРОЕНИЕ



\*Выставку 2022 года  
посетили 7964 специалиста



[www.radelexpo.ru](http://www.radelexpo.ru)  
(812) 718-35-37