

Гамма-нейтронный спектрометр-дозиметр с вычислительным определением мощности дозы по измеренным спектрам смешанного излучения*

В статье обоснована целесообразность создания гамма-нейтронного спектрометра-дозиметра с вычислительным определением мощности дозы по каждой составляющей смешанного излучения с учетом ее сложной зависимости от энергии излучения каждого вида. Предлагается методика вычислительного определения мощности дозы каждой составляющей гамма-нейтронного излучения по их измеренным спектрам.

Ключевые слова:

гамма-нейтронный спектрометр-дозиметр, детектор, измерение, мощность дозы.

**В.Э.Дрейзин, Д.И.Логвинов,
А.А.Гримов, А.П.Кузьменко**

(Юго-Западный государственный университет,
г. Курск)

В[1] выполнено имитационное моделирование многодетекторного нейтронного спектрометра с различными комбинациями детекторов и измерительных каналов, в результате которого определен оптимальный состав блока детектирования спектрометра, включающего 5 детекторов при 8 измерительных каналах. Наиболее массовой сферой применения таких спектрометров будет точное определение мощности дозы по измеренному спектру потока, а с учетом того факта, что нейтронное излучение всегда сопровождается сопутствующим гамма-излучением, имеет смысл добавить в данный прибор сцинтилляционный гамма-детектор с отдельным спектрометрическим каналом, что позволит

* Данная публикация является шестой статьей цикла, посвященного разработке многодетекторного нейтронного спектрометра-дозиметра реального времени.

одновременно измерять обе составляющие смешанного излучения и по их измеренным спектрам вычислительным путем точно определять мощность дозы по каждому виду излучения и суммарную мощность дозы.

В данной статье рассмотрен выбор детектора для спектрометра гамма-излучения, методика вычислительного определения мощности дозы нейтронной и гамма-составляющей смешанного гамма-нейтронного излучения и основные рекомендации по реализации комбинированного гамма-нейтронного спектрометра-дозиметра реального времени.

Выбор детектора и разрядности АЦП для встраиваемого спектрометра гамма-излучения

В настоящее время на практике преимущественно используются полупроводниковые гамма-спектрометры высокого разрешения на базе ОЧГ-детектора (детектора из особо чистого германия) с рабочей температурой минус 196 °С и сцинтилляционные спектрометры с детекторами на кристаллах NaI(Tl), CsI(Tl), CsI(Na) или LaBr₃(Ce). Кристаллы NaI(Tl), CsI(Tl) и CsI(Na) имеют примерно одинаковое энергетическое разрешение 7–8% по линии 662 кэВ радиоизотопа Cs-137, производятся в России и имеют примерно одинаковую стоимость. Кристаллы LaBr₃(Ce) в России не производятся, но имеют вдвое лучшее энергетическое разрешение 3–4% по линии 662 кэВ, их стоимость на порядок выше.

Высокое энергетическое разрешение гамма-спектрометра важно лишь для проведения нуклидного анализа источника гамма-излучения. Для определения интегральной плотности и мощности дозы гамма-излучения высокого энергетического разрешения не требуется, поскольку зависимость мощности дозы от энергии гамма-квантов при постоянстве плотности потока в диапазоне энергий 0,03–3,0 МэВ не столь значительна. Поэтому нет необходимости использовать спектрометры с детекторами высокого разрешения, которые дороги и сложны в эксплуатации.

Среди указанных сцинтилляторов наиболее широко используется сцинтиллятор NaI(Tl). Он отличается высоким световыходом, а спектр его люминесценции хорошо согласуется со спектральной чувствительностью стандартных фотокатодов ФЭУ. Монокристалл имеет высокую прозрачность к свету собственного излучения, что позволяет использовать сцинтилляторы значительных габаритов, обеспечивая высокую чувствительность соответствующих детекторов. Основным недостатком кристалла является его высокая гигроскопичность, что требует его герметизации. Вторым недостатком является существенная температурная зависимость. Световой выход NaI(Tl) максимален в диапазоне температур +10...+30 °С. Вне этого диапазона температур световой выход существенно падает, особенно сильно при температурах ниже 0 °С и выше 60 °С. Температурный коэффициент за пределами указанного оптимального диапазона температур составляет 0,22–0,5 %/°С. Соответственно, для диапазона температур от минус 40 до +60 °С это приведет к изменению амплитуды импульсов до 25 %, а т. к. энергия гамма-квантов определяется по амплитуде соответствующих выходных импульсов детектора, то такой же будет температурная погрешность спектрометра. Кроме того, понижение температуры сопровождается ухудшением энергетического разрешения монокристалла. И, наконец, от температуры зависит и время высвечивания сцинтиллятора. Если до температуры +20 °С оно составляет примерно 600 нс, то с ростом до 60 °С оно круто падает до 150 нс, а затем более плавно до 100 нс. В принципе это не является недостатком, но при резком изменении температуры возможно разрушение кристалла. Таким образом, для жестких условий эксплуатации лучше подходят кристаллы

CsI(Tl) и CsI(Na). Во-первых, эти кристаллы не гигроскопичны, хотя при длительной эксплуатации в условиях повышенной влажности их тоже следует герметизировать. Во-вторых, они не трескаются при механической обработке и механических или тепловых ударах. Хотя максимум спектра фотонного излучения этих сцинтилляторов смещен в область с длиной волны 550 нм, но при использовании широкополосных ФЭУ (например, ФЭУ-141) эта спектральная область не выходит за номинальную область их спектральной чувствительности. Основным недостатком кристалла CsI(Tl) является вдвое большее, чем у NaI(Tl), время высвечивания (примерно 1 мкс). Этому недостатка лишен кристалл CsI(Na), у которого время высвечивания примерно такое же, как у NaI(Tl), а по степени гигроскопичности он не уступает кристаллу CsI(Tl). Температурный диапазон кристаллов CsI(Tl) и CsI(Na) шире, чем у NaI(Tl), и составляет от минус 60 до + 80 °С, а температурный коэффициент на порядок ниже.

Таким образом, для встраиваемого в комбинированный гамма-нейтронный спектрометр гамма-спектрометра оптимальным является выбор детектора на основе кристалла CsI(Na).

Поскольку энергия гамма-квантов определяется путем измерения амплитуды выходных импульсов используемого детектора, которая измеряется с помощью современных высокоскоростных АЦП, то число энергетических каналов спектрометра определяется разрядностью используемого АЦП. В современных АЦП, используемых в гамма-спектрометрах, число разрядов составляет от $2^{10} = 1024$ до $2^{14} = 16384$. Но для дозиметрии гамма-излучения с использованием сцинтилляционных спектрометров высокого разрешения от АЦП не требуется. При использовании сцинтилляционных детекторов подавляющая часть зарегистрированных гамма-квантов приходится на непрерывную составляющую аппаратурного спектра, образующуюся в результате комптоновского взаимодействия гамма-квантов с орбитальными электронами атомов сцинтиллятора, а фотопики от отдельных гамма-линий спектра излучения источника достаточно широкие, что позволяет точно оцифровать любой реальный гамма-спектр при минимальной разрядности АЦП в 10 двоичных разрядов. Это позволяет получить $2^{10} = 1024$ канала спектрометра, что более чем достаточно для точного вычисления мощности дозы. Более важным для дозиметрии является быстроедействие АЦП, а оно как раз будет максимальным при минимальном числе разрядов.

Вычисление мощности дозы нейтронной составляющей смешанного гамма-нейтронного излучения

Биологическое действие нейтронов очень сильно зависит от их энергии. Эта зависимость, выраженная в виде зависимости переходных (конверсионных) коэффициентов $k_{H\Phi}$ от флюенса нейтронов к эквивалентам дозы $H^*(10)$ и $H_p(10)$, представлена в докладе 57 МКРЕ и публикации 74 МКРЗ, а также в Международном стандарте IEC 61005/*Radiation protection instrumentation – Neutron ambient dose equivalent (rate) meters. Edition 3.0–2014-07/* [2]. В русскоязычных нормативных документах она приведена в МУ 2.6.5.052-2017 «Дозиметрия. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения» [3] в табличном виде для моноэнергетических нейтронов в диапазоне энергий от 0,001 эВ до 20 МэВ. Эта зависимость имеет несколько локальных максимумов и минимумов с глобальным максимумом при энергии нейтронов 20 МэВ, причем от глобального минимума до глобального максимума величина этого коэффициента изменяется в 100 раз. Поэтому для точного определения эквивалентной дозы необходимо обязательно знать энергетический спектр данного потока.

Измерив спектр данного нейтронного потока и используя усредненные по принятым энергетическим интервалам значения конверсионного коэффициента, можно с высокой точностью определить мощность эквивалентной дозы путем умножения абсолютных значений спектральной плотности данного потока нейтронов для каждого энергетического интервала на усредненное для того же энергетического интервала значение конверсионного коэффициента $h^*_{(10)\phi_j}$:

$$H^*(10) = \sum_{j=1}^m \phi_j \cdot h^*_{(10)\phi_j} . \quad (1)$$

При этом необходимо учесть размерности перемножаемых величин и необходимые коэффициенты пересчета, чтобы получить мощность AMBIENTНОГО эквивалента дозы в Зв/ч. Усредненная по энергетическому интервалу спектральная плотность потока в спектрометре измеряется в $[см^{-2}с^{-1}]$, табличные значения конверсионных коэффициентов приведены в пЗв на единичный флюенс нейтронов $[пЗв \cdot см^{-2}]$. При умножении получаем 10^{-12} Зв/ $(см^2с)$. Чтобы получить результат в Зв/ч, надо умножить на 3600. Таким образом, общий коэффициент пересчета получается $3,6 \cdot 10^{-9}$, т. е. формулу (1) надо переписать в виде:

$$\dot{H}^*(10) = 3,6 \cdot 10^{-9} \sum_{j=1}^m \phi_j \cdot h^*_{(10)\phi_j}, \text{ Зв}/см^2 \cdot ч. \quad (2)$$

Имеется также возможность автоматического расчета мощности эффективной дозы для передне-задней геометрии облучения (ПЗ-геометрия) и в поле изотропного излучения (ИЗО-геометрия). В МУ 2.6.5.028-2016 «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования» [4] приведено выражение для расчета эффективной дозы в мЗв внешнего облучения частицами R-го типа:

$$E^{внеш} [мЗв] = 3,6 \cdot 10^6 \sum_{R, E_R k} \phi(E_R) k \cdot e(E_R)^{внеш} \cdot \Delta t_k, \quad (3)$$

где Δt_k – длительности выполнения k-й операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней плотности потока $\phi(E_R)k$ частиц R-го типа с энергией E_R [част/ $(см^2с)$]; $e(E_R)^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R в передне-задней (ПЗ) геометрии или в изотропном поле облучения (ИЗО) [част/ $(см^2с)$]; $3,6 \cdot 10^6$ – коэффициент, учитывающий соотношения: 1 час = 3600 с, 1 Зв = 1000 мЗв.

Применительно к нейтронному излучению и, переходя от дозы к мощности дозы, получаем:

$$\dot{E}^{внеш} [мЗв/ч] = 3,6 \cdot 10^6 \phi(E_n) \cdot e(E_n)^{внеш}. \quad (4)$$

Табл.1. Значения $e(E_n)^{внеш} \cdot 10^{-12}$ [Зв \cdot см²] для моноэнергетического нейтронного излучения в диапазоне энергий от $1 \cdot 10^{-8}$ до 20 МэВ для ПЗ и ИЗО геометрии облучения.

E_n , МэВ	$1 \cdot 10^{-8}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-2}$	$2 \cdot 10^{-2}$
$e(E_n)$, ПЗ	7,60	9,95	13,8	15,1	14,6	14,2	18,3	23,8
$e(E_n)$, ИЗО	3,30	4,13	5,63	3,44	6,45	6,04	7,70	10,2
E_n , МэВ	$5 \cdot 10^{-2}$	0,1	0,2	0,5	1,0	1,2	2,0	3,0
$e(E_n)$, ПЗ	38,5	59,8	99,0	188	282	310	383	432
$e(E_n)$, ИЗО	17,3	27,2	42,4	75,0	116	130	178	220
E_n , МэВ	4,0	5,0	6,0	7,0	8,0	10	14	20
$e(E_n)$, ПЗ	458	474	483	490	494	499	496	480
$e(E_n)$, ИЗО	250	272	282	290	297	309	333	343

Табл.2. Среднеинтервальные значения конверсионного коэффициента $h^*_{(10)\phi_j}$.

Энергия, эВ	10^{-3} –0,025	0,025–0,1	0,1–0,5	0,5–2,0	2,0–20	20–500	500– 10^4
$h^*_{(10)\phi_j}$	8,09	11,74	13,45	13,39	11,85	9,50	8,44
Энергия, МэВ	0,01–0,05	0,05–0,2	0,2–0,5	0,5–2,0	2,0–10	10–20	
$h^*_{(10)\phi_j}$	24,67	74,87	250,40	383,29	411,45	524	

Значения $e(E_n)^{внеш}$ для нейтронного излучения в диапазоне энергий $1,0 \cdot 10^{-8}$ –20,0 МэВ приведены в таблице 8.8 НРБ-99/2009 [5]. В табл.1 приведены эти значения для ПЗ и ИЗО геометрии облучения.

Остается вычислить и ввести в память контроллера спектрометра-дозиметра среднеинтервальные значения конверсионного коэффициента $h^*_{(10)\phi_j}$ для измерения $H^*(10)$ и $e(E_n)^{внеш}$ для измерения эффективных доз. Для этого необходимо по табличным значениям этих коэффициентов построить их графическую зависимость в логарифмической шкале энергий. По полученным точкам методом сплайн аппроксимации построить непрерывную зависимость этих коэффициентов от энергии. Разделить всю шкалу энергий на принятые энергетические интервалы, и по каждому интервалу путем числового интегрирования найти среднеинтервальные значения этого коэффициента. Полученные таким образом среднеинтервальные значения коэффициента $h^*_{(10)\phi_j}$ представлены в табл.2, а значения $e(E_n)$ ПЗ и $e(E_n)$ ИЗО – в табл.3.

Вычисление мощности дозы гамма-составляющей смешанного гамма-нейтронного излучения

Гамма-излучение, как и нейтронное, является косвенно-ионизирующим излучением и тоже обладает высокой проникающей способностью. Но энергетический диапазон гамма-излучения в атомной энергетике существенно уже, чем нейтронного, перекрывая всего два порядка (0,03–3 МэВ). Поэтому и биологическое действие гамма-излучения в данном энергетическом диапазоне не так сильно зависит от энергии гамма-квантов. Традиционно биологическое воздействие гамма-излучения характеризовалось экспозиционной и поглощенной дозой. В настоящее время экспозиционная доза выведена из употребления, но введены эквивалентная и эффективная дозы (для характеристики опасности самого излучения используются мощности соответствующей дозы).

Поглощенная доза излучения любого вида определяется удельной энергией (на единицу массы вещества), выделенной этим излучением в этом веществе при взаимодействии с ним.

Табл.3. Среднеинтервальные значения $e(E_n)$ ПЗ и $e(E_n)$ ИЗО для принятых интервалов нейтронного излучения.

Энергия, эВ	10^{-3} –0,025	0,025–0,1	0,1–0,5	0,5–2,0	2,0–20	20–500	500– 10^4
$e(E_n)$, ПЗ	6,89	8,97	10,63	12,37	14,24	14,69	15,57
$e(E_n)$, ИЗО	3,03	3,78	4,46	5,26	4,33	5,52	6,62
Энергия, МэВ	0,01–0,05	0,05–0,2	0,2–0,5	0,5–2,0	2,0–10	10–20	
$e(E_n)$, ПЗ	28,68	53,85	142,48	250,87	470,90	492,46	
$e(E_n)$, ИЗО	12,57	24,2	58,32	103,65	269,62	330,73	

Она зависит как от энергии фотонов, так и от характеристик взаимодействующего с излучением вещества. В общем случае (для ионизирующего излучения любого вида) поглощенная доза определяется произведением массового коэффициента истинного поглощения излучения типа R веществом $T - \mu_{TR}$ на интенсивность J данного потока:

$$P = \mu_{TR} J. \tag{5}$$

Для пучка однонаправленного моноэнергетического фотонного излучения с энергией E_γ [МэВ] мощность поглощенной дозы P [Гр/с] определяется выражением:

$$P = 1,6 \cdot 10^{10} \mu_{am} \cdot \varphi \cdot E_\gamma, \tag{6}$$

где μ_{am} – массовый коэффициент истинного поглощения гамма-излучения; φ – плотность потока с энергией E_γ ; E_γ – энергия моноэнергетических гамма-квантов.

Зависимость μ_{am} от энергии моноэнергетического гамма-излучения в диапазоне энергий 0,05–3,0 МэВ для воздуха и биологической (мягкой) ткани представлена в табл.4.

Из табл.4 следует, что максимальное значение этого коэффициента, соответствующее минимальной энергии гамма-квантов 50 кэВ. И минимальное, соответствующее максимальной энергии 3 МэВ, отличаются всего примерно в 1,7 раза. Однако эта зависимость не монотонная (имеет локальный минимум при энергии 0,1 МэВ и локальный максимум при энергии 0,5 МэВ. При этом характер этих изменений для воздуха и мягкой ткани близок, а различие коэффициентов для этих сред невелико (от 1,09 до 1,11). Поэтому часто используют массовый коэффициент истинного поглощения для воздуха, вводя поправочный коэффициент 1,1. Но помимо этого коэффициента в выражение (6) для поглощенной дозы входит и энергия гамма-квантов, а она изменяется в 100 раз. При использовании для измерений поглощенной дозы радиометров-дозиметров приходится использовать какую-то среднюю энергию. Но она для потоков с различными спектрами будет разная, отсюда неизбежны энергетические погрешности таких дозиметров. Они могут значительно превышать их паспортную погрешность, определенную для спектра потока, реализуемого в поверочной установке.

Поскольку проектируемый гамма-нейтронный спектрометр-дозиметр должен измерять энергетический спектр не только нейтронной, но и гамма-составляющей смешанного потока, то появляется возможность полностью исключить энергетическую погрешность и при измерении поглощенной и эквивалентной дозы гамма-составляющей излучения.

Табл.4. Значения массового коэффициента истинного поглощения гамма-излучения для энергий от 0,05 до 3 МэВ для воздуха и мягкой ткани.

Энергия γ -излучения E_γ , МэВ		0,05	0,08	0,10	0,20	0,40	0,60	0,80
μ_{am}	Воздух ($\rho = 0,001293$ г/см ³)	0,0374	0,0231	0,0227	0,0265	0,0294	0,0295	0,0287
	Мягкая ткань ($\rho = 1$ г/см ³)	0,0383	0,0249	0,0248	0,0295	0,0328	0,0328	0,0319
Энергия γ -излучения E_γ , МэВ		1,00	1,25	1,50	1,75	2,00	3,00	
μ_{am}	Воздух ($\rho = 0,001293$ г/см ³)	0,0278	0,0265	0,0254	0,0244	0,0234	0,0205	
	Мягкая ткань ($\rho = 1$ г/см ³)	0,0310	0,0295	0,0283	0,0271	0,0260	0,0227	

Табл.5. Значения коэффициента качества для фотонного излучения в диапазоне энергий от 0,005 до 1 МэВ и выше.

Энергия, МэВ	0,005	0,01	0,02	0,03	0,05	0,1	0,2	0,5	≥ 1
k , Зв/Гр	2,6	1,8	1,4	1,5	1,7	1,5	1,2	1,1	1,0

При измерении эквивалентной дозы (амбиентного эквивалента дозы $H^*(10)$) следует учесть еще зависимость от энергии гамма-квантов коэффициента качества $k(E)$, учитывающего различие биологического действия на организм гамма-квантов различной энергии:

$$H^*(10) = P(E) \cdot k(E). \quad (7)$$

В справочнике [6] (таблица 1.10) приведены значения коэффициента качества для диапазона энергий от 0,005 до 1 МэВ (для энергий больших 1 МэВ он принимается равным 1). Эти значения воспроизведены в табл.5.

Из нее следует, что в диапазоне энергий гамма-квантов от 0,03 до 3 МэВ этот коэффициент меняется всего в 1,7 раза, при этом имеет место локальный максимум при энергии 0,05 МэВ.

Подставляя в (7) выражение для мощности поглощенной дозы (6), получаем:

$$H^*(10) = 1,6 \cdot 10^{10} \mu_{am} \cdot \varphi \cdot E_{\gamma} \cdot k(E). \quad (8)$$

Если взятые из табл.4 значения μ_{am} для указанных значений энергии фотонов умножить на значения коэффициента качества для тех же энергий, то получим выражение для AMBIENTНОГО эквивалента дозы, зависящее только от энергии гамма-квантов и обобщенного коэффициента $K(E) = \mu_{am}(E) \cdot k(E)$:

$$H^*(10) = 1,6 \cdot 10^{10} K(E) \cdot \varphi \cdot E_{\gamma}. \quad (9)$$

Значения этого обобщенного коэффициента для указанных значений энергии представлены в табл.6.

Более того, как и для нейтронного излучения, есть возможность расчета мощности и эффективной дозы и для передне-задней геометрии облучения, и для геометрии изотропного облучения.

Из общего выражения для вычисления эффективной дозы (3), переходя от величины дозы к мощности дозы [мЗв/час] и учитывая только гамма-излучение, получаем:

$$\dot{E}^{внеш} [\text{мЗв/час}] = 3,6 \cdot 10^6 \varphi(E_{\gamma}) \cdot e(E_{\gamma})^{внеш}. \quad (10)$$

Значения $e(E_{\gamma})^{внеш}$ для гамма-излучения в диапазоне энергий 0,01–10,0 МэВ приведены в таблице 8.5 НРБ-99/2009 [5]. Они воспроизведены в табл.7.

Табл.6. Значения обобщенного коэффициента $K(E) = \mu_{am}(E) \cdot k(E)$ для энергий гамма-квантов в диапазоне 0,05–3,0 МэВ.

E_{γ} , МэВ	0,05	0,08	0,10	0,20	0,40	0,60	0,80
$K(E)$	0,0651	0,0392	0,0372	0,0354	0,0377	0,0354	0,0350
E_{γ} , МэВ	1,00	1,25	1,50	1,75	2,00	3,00	
$K(E)$	0,0310	0,0295	0,0283	0,0271	0,0260	0,0227	

Табл.7. Значения эффективной дозы на единственный флюенс 10^{-12} Зв·см² моноэнергетических фотонов при внешнем облучении всего тела.

E_{γ} , МэВ	0,010	0,015	0,020	0,030	0,040	0,050	0,060	0,080
$e(E_{\gamma})$, ПЗ	0,0485	0,125	0,205	0,300	0,338	0,357	0,378	0,0440
$e(E_{\gamma})$, ИЗО	0,0201	0,0384	0,0608	0,103	0,140	0,165	0,186	0,230
E_{γ} , МэВ	0,10	0,15	0,20	0,30	0,40	0,50	0,60	0,80
$e(E_{\gamma})$, ПЗ	0,517	0,752	1,00	1,51	2,00	2,47	2,91	3,73
$e(E_{\gamma})$, ИЗО	0,278	0,419	0,581	0,946	1,26	1,61	1,94	2,59
E_{γ} , МэВ	1,0	2,0	4,0	6,0	8,0	10,0		
$e(E_{\gamma})$, ПЗ	4,48	7,49	12,0	16,0	19,9	23,8		
$e(E_{\gamma})$, ИЗО	3,21	5,84	9,97	13,6	17,3	20,8		

Так же как и при расчете мощности дозы нейтронного излучения, необходимо эти точки нанести на график зависимости этих величин от энергии гамма-квантов в логарифмической шкале энергий, и по этим точкам путем использования сплайн-аппроксимации построить непрерывный график этой зависимости. Затем весь этот энергетический диапазон разделить на число каналов гамма-спектрометра. Полученные для этих каналов значения $e(E_\gamma)$ ПЗ и $e(E_\gamma)$ ИЗО занести в память гамма-нейтронного спектрометра-дозиметра и использовать для расчета мощности эффективной дозы гамма-составляющей измеряемого потока.

Поскольку гамма-спектрометр должен встраиваться в многодетекторный гамма-нейтронный спектрометр-дозиметр, который предполагается выполнять в виде моноблочной конструкции, то детектор гамма-спектрометра желательно иметь таких же габаритов, как и нейтронные детекторы, т. е. с диаметром сцинтиллятора 25 мм под ФЭУ-141. При этом выводы всех ФЭУ (ФЭУ-141 имеют гибкие выводы) впаиваются в общую плату блока детектирования, где размещаются и предварительные электронные усилители всех детекторов, преобразующие токовые выходные импульсы ФЭУ в импульсы напряжения пропорциональной амплитуды. Вся остальная электроника гамма-спектрометра должна размещаться на плате микроконтроллера вместе с электроникой нейтронного спектрометра. Электроника кнопочного пульта управления и устройства индикации должны размещаться на отдельной печатной плате. Таким образом, вся электроника гамма-нейтронного спектрометра-дозиметра может быть размещена на трех печатных платах. Это позволит использовать достаточно компактную моноблочную конструкцию всего гамма-нейтронного спектрометра-дозиметра с общей массой 5–6 кг.

Заключение

Добавление к выбранной комбинации нейтронных детекторов детектора гамма-излучения со спектрометрическим измерительным каналом позволяет реализовать в одном достаточно компактном приборе гамма-нейтронный спектрометр-дозиметр с вычислительным определением мощности дозы по измеренным спектрам нейтронной и гамма-составляющих смешанного гамма-нейтронного излучения, что полностью исключает энергетические погрешности определения как интегральной плотности этих составляющих, так и мощности дозы. При этом может быть корректно определена не только мощность поглощенной и эквивалентной дозы, но и мощность эффективной дозы.

Публикация подготовлена в рамках реализации программы стратегического академического лидерства «Приоритет-2030» (Соглашения № 075-15-2021-1155 и № 075-15-2021-1213).

Литература

1. Дрейзин В.Э., Логвинов Д.И., Гримов А.А., Кузьменко А.П. Моделирование и оптимизация состава детекторов в многодетекторном нейтронном спектрометре реального времени // АНРИ. № 4(111). С. 33-43.
2. IEC 61005. Radiation protection instrumentation – Neutron ambient dose equivalent (rate) meters. Edition 3.0–2014-07.
3. МУ 2.6.5.052-2017. Дозиметрия. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения.
4. МУ 2.6.5.028-2016. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования.
5. СанПин 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).
6. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. Справочник. Изд. 4. Переработанное и дополненное. М.: Энергоатомиздат. 1995. 496 с.

Gamma-Neutron Spectrometer-Dosimeter with Computational Determination of the Dose Rate from the Measured Spectra of Mixed Emission

Dreyzin Valeri, Logvinov Dmitri, Grimov Aleksandr, Kuzmenko Aleksandr
(Southwestern State University, Kursk, Russia)

The publication was prepared as part of the implementation of the strategic academic leadership program “Priority 2030” (Agreements No. 075-15-2021-1155 and No. 075-15-2021-1213).

Abstract. The article substantiates the expediency of creating a gamma-neutron spectrometer-dosimeter with a computational determination of the dose rate for each component of mixed radiation, taking into account its complex dependence on the radiation energy of each type. A method is proposed for calculating the dose rate of each component of gamma-neutron radiation from their measured spectra.

Key words: *gamma-neutron spectrometer-dosimeter, detector, measurement, dose rate.*

В.Э.Дрейзин (профессор, д.т.н., в.н.с.), Д.И.Логвинов (к.т.н., инж.), А.А.Гримов (к.т.н., инж.), А.П.Кузьменко (профессор, д.ф.-м.н., г.н.с.) – Юго-Западный государственный университет, г. Курск.

Контакты: тел. +7 (4712) 51-00-89, e-mail: dreyzin-ve@yandex.ru.

