

УДК 502.55:621.039.7

И.Ю. Чернявский¹, В.Д. Калугин², В.В. Тютюник², И.В. Пудло¹¹ Факультет военной подготовки НТУ «ХПИ» им. Верховного Совета Украины, Харьков² Национальный университет гражданской защиты Украины, Харьков

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДОВ ДОЗИМЕТРИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ЖИВЫЕ ОРГАНИЗМЫ НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ НА РАДИОАКТИВНО ЗАРАЖЕННОЙ ЛОКАЛЬНОЙ ТЕРРИТОРИИ В РАМКАХ ПРОВЕДЕНИЯ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА В УКРАИНЕ

В работе предложен подход для оценки среднего значения коэффициента качества гамма-излучения, основанный на методе поглощения энергии гамма-излучения, позволяющий учесть влияние низкоэнергетического излучения на уровень биологических последствий живых организмов. Предложенный подход использован при развитии научно-технических основ создания радиационного мониторинга – составляющей комплексной системы мониторинга чрезвычайных ситуаций в Украине.

Ключевые слова: чрезвычайная ситуация, ядерный взрыв, авария на атомной электростанции, дозиметрия ионизирующих излучений, радиоактивно зараженная местность, низкоэнергетическое гамма-излучение, средний коэффициент качества излучения, биологический эффект, комплексная система мониторинга чрезвычайных ситуаций.

Вступительная часть

Постановка проблемы. В Украине не решена проблема комплексного контроля и регулирования уровня опасности территории государства с позиции системного анализа в условиях проявления чрезвычайных ситуаций (ЧС) различного характера [1]. Радиационный мониторинг является составляющей частью комплексной системы мониторинга ЧС в Украине [2].

В основе создания комплексной системы мониторинга ЧС в Украине лежат представления о классическом контуре управления, схематично раскрытые на рис. 1 [1–4]. Полученная с помощью средств контроля первичная информация о факторах опасности на локальной территории (город, регион, государство) или на потенциально опасном объекте по кабелям или радиоканалу передается к устройствам второго уровня, предназначенным для обработки полученной информации и представления ее в виде, необходимом для третьего уровня. Обработка полученной информации может производиться как в одном месте, так и в нескольких, в зависимости от мощности конкретной системы мониторинга и размеров контролируемой локальной территории. Обработанная информация в соответствующем виде поступает на третий уровень, где выполняется ее анализ и систематизация данных, на основе этого делается вывод об уровне опасности локальной территории. Особенно важно, для обеспечения быстродействия системы мониторинга, использование автоматизированных средств обработки информации, что значительно ускорит процессы на втором и третьем уровнях системы мо-

нитинга и позволит создать электронные, доступные в реальном масштабе времени, базы данных и знаний. Использование соответствующих математических методов позволяет на основе полученной информации за относительно непродолжительные периоды времени выполнить моделирование опасной ситуации, прогнозировать ее развитие и уровни опасности, отображать прогнозируемую динамику катастрофических событий графически (в том числе, с использованием карт). Второй составляющей информационной системы мониторинга является система поддержки принятия решения. Лицо, принимающее решение, определяет один или несколько критериев, согласно которым осуществляется прогностическое моделирование развития ЧС и разрабатываются варианты управленческих решений, подтвержденные соответствующими расчетами. Из набора вариантов управленческих решений лицо выбирает один или задает еще дополнительные критерии, согласно которым выполняется моделирование и разработка управленческих решений, направленных на недопущение развития опасности до уровня катастрофы. Если же катастрофы уже не избежать, то разработка управленческих решений направлена на минимизацию последствий. Утвержденное решение поступает в систему исполнения решения, где выполняется его формализация и доведение до исполнителей. Изменения состояния локальной территории и изменения состояния опасности на ней будут вызывать изменения в величинах измеряемых параметров, фиксируемых устройствами контроля. Дальнейшее моделирование покажет эффективность выполнения управленческого решения – контур управления замкнулся.

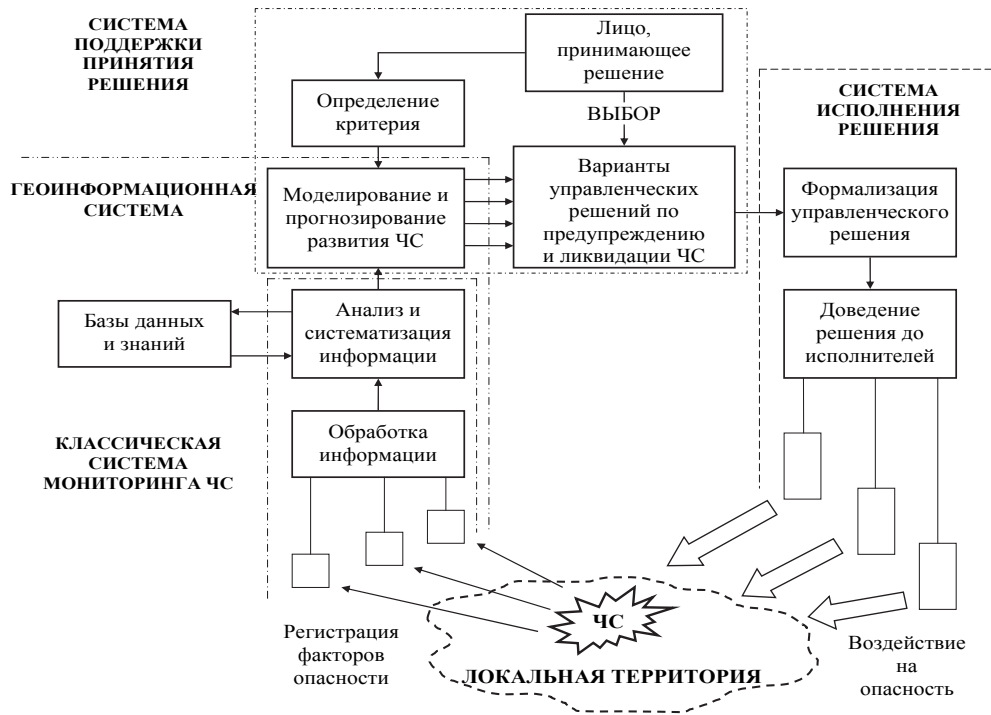


Рис. 1. Схема структуры мониторинга ЧС как средства управления

Основным фактором внешнего радиационного воздействия как при авариях на АЭС, так и на радиоактивно зараженной местности при ядерном взрыве является гамма-излучение в широком диапазоне энергий от 0,01 до 3 МэВ [5–7]. Данный энергетический диапазон, согласно положениям 47-й Международной комиссии по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ), условно делят на диапазон сильнопроникающего излучения (от 15 кэВ и выше) и слабопроникающего (ниже 15 кэВ). Для объективной оценки радиационной обстановки в этих условиях необходимо не только иметь возможность регистрировать слабопроникающее (низкоэнергетическое) излучение, но и учитывать биологические особенности воздействия такого излучения. В связи с этим необходимо обозначить две проблемы.

Во-первых, все методы повышения точности измерения дозы и мощности дозы гамма-излучения основаны либо на введении компенсационных фильтров, обеспечивающих снижение величины дополнительной погрешности измерения за счет энергетической зависимости чувствительности (ЭЗЧ) детектора до установленного уровня в заданном диапазоне энергий, либо на автоматической компенсации ЭЗЧ детектора [5]. Применение компенсационных фильтров на детекторах приводит к резкому снижению чувствительности приборов радиационной разведки и контроля к составляющим спектра излучения с малой энергией, а, следовательно, и к сужению измеряемого энергетического диапазона.

В то же время, при заявленной заводом-изготовителем погрешности измерения $\pm 30\%$, чувствительность прибора радиационной разведки и контроля ДП-5В к гамма-излучению с энергией 1,25 МэВ (Co-60) на 5–15% выше, чем к гамма-излучению с энергией 0,661 МэВ (Cs-137). Поэтому низкоэнергетическая компонента радиоактивно зараженной местности при авариях на АЭС в 0,059 МэВ (Am-241) не фиксируется данным прибором с энергетическим диапазоном 0,08–1,25 МэВ.

Во-вторых, биологическая доза в организме человека не может быть измерена напрямую. В условиях радиоактивно зараженной местности при относительно равномерном внешнем бета-гамма излучении используется подход к определению общей поражающей дозы:

$$D_{\Sigma} = \overline{D}_{\beta} + \bar{k} \cdot \overline{D}_{\gamma}, \quad (1)$$

где \overline{D}_{β} и \overline{D}_{γ} – среднетканевые смешанные дозы бета-гамма излучений, соответственно, мЗв; \bar{k} – средний коэффициент качества (биологической опасности) излучения для тела в целом.

Анализ последних достижений и публикаций. При оценке биологических эффектов в малых дозах, когда энергия гамма-излучения неизвестна, международная Комиссия по Радиационной защите (МКРЗ) рекомендует средний коэффициент качества всех видов энергий брать равным единице. Данный подход подталкивает разработчиков дозиметрической аппаратуры к формальной градуировке приборов в единицах эквивалентной

(биологической) дозы (мЗв/ч), заботясь о выравнивании ЭЗЧ, уменьшая погрешность за счёт «хода с жёсткости». Однако это не означает, что фотоны разных энергий не имеют различий в своей биологической эффективности. Эти вопросы рассматриваются в публикациях [8–13]. Прямым подтверждением влияния энергии излучения с низкой линейной передачей энергии (ЛПЭ) на биологический эффект

являются цитогенетические исследования, результаты которых опубликованы в работе [14]. Нормы допустимой плотности потока фотонного излучения представлены на рис. 2, из которых можно сделать вывод, что учёт биологической опасности низкоэнергетических гамма-излучений целесообразно вести и для больших доз (1,5 Гр) гамма-излучений и детерминированных эффектов поражения человека.

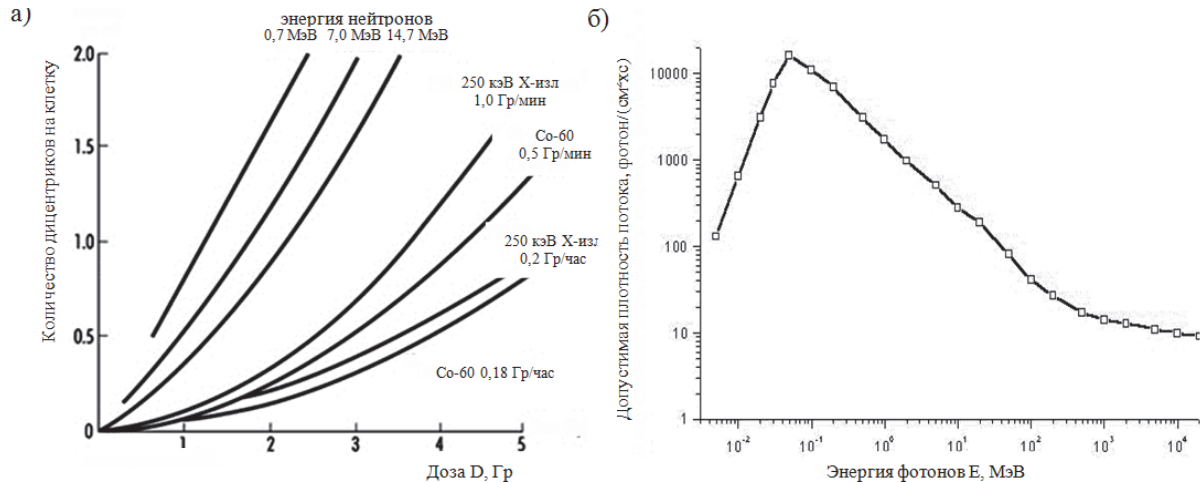


Рис. 2. Оценка биологической эффективности излучения с низкой линейной передачей энергии: а – зависимость образования дигцентриков в лимфе крови от поглощенной дозы различных видов излучений и мощности дозы; б – зависимость допустимой плотности потока (фотон/см²·с) от энергии фотонов E (МэВ)

В работе [15] обращается внимание на тот факт, что если спектр излучения в шкале ЛПЭ известен (энергетические спектры отдельных компонент излучения), значение коэффициента качества фотонного излучения целесообразно выбрать из табл. 1.

Таблица 1

Коэффициенты качества для фотонного излучения

E, МэВ	5 · 10 ⁻³	1 · 10 ⁻²	2 · 10 ⁻²	3 · 10 ⁻²	2 · 10 ⁻¹	5 · 10 ⁻¹	≥ 1
k	2,6	1,8	1,4	1,5	1,2	1,1	1

В работе [16] проанализированы современные подходы на оценку биологического воздействия гамма-излучения в полевых условиях, проведены исследования возможности регистрировать низкоэнергетическое излучение от Am-241 прибором МКС-У. Заявляется, что для корректного и эффективного прогноза биологического воздействия гамма-излучения на человека необходимо учитывать свойства взаимодействия ионизирующего излучения с биологическими объектами.

В то же время при ликвидации последствий аварии на ЧАЭС, для определения условий калибровки дозиметров, необходимо знать эффективную энергию смешанного бета-гамма излучения в местах измерений. В работе [17] описывается суть используемого метода «поглощения». Проводились измерения за фильтрами различной толщины из лавсана, оргстекла

и алюминия. По результатам измерений строили кривую, которая характеризует зависимость мощности дозы от толщины фильтра. Энергия излучения оценивалась по величине коэффициента поглощения излучения в фильтре и справочным данным [15]. Данный подход реализуется только на лёгких материалах для выявления средней энергии бета-излучения; требует наращивания толщины поглощающего материала для построения точной графической зависимости линейного коэффициента ослабления от толщины материала, поэтому в полевых условиях не является оперативным и надёжным. Данный метод измерений может быть усовершенствован для решения задачи оперативного нахождения среднего коэффициента качества гамма-излучения в полевых условиях на радиоактивно зараженной местности.

Таким образом, анализ предшествующих исследований [5–17] показывает, что вопросы, связанные с объективной (корректной) оценкой биологического воздействия всего диапазона гамма-излучения методами дозиметрии ионизирующих излучений, остаются нерешенными и требуют дальнейшего исследования.

Цель работы: на основе существующих методов дозиметрии ионизирующих излучений, реализованных в современных приборах радиационной разведки и контроля, разработать подход для оценки среднего значения коэффициента качества гамма-излучения, позволяющий учесть влияние низкоэнер-

гетического излучения на уровень биологических последствий живых организмов без применения спектрометрических методов обработки информации.

Основная часть

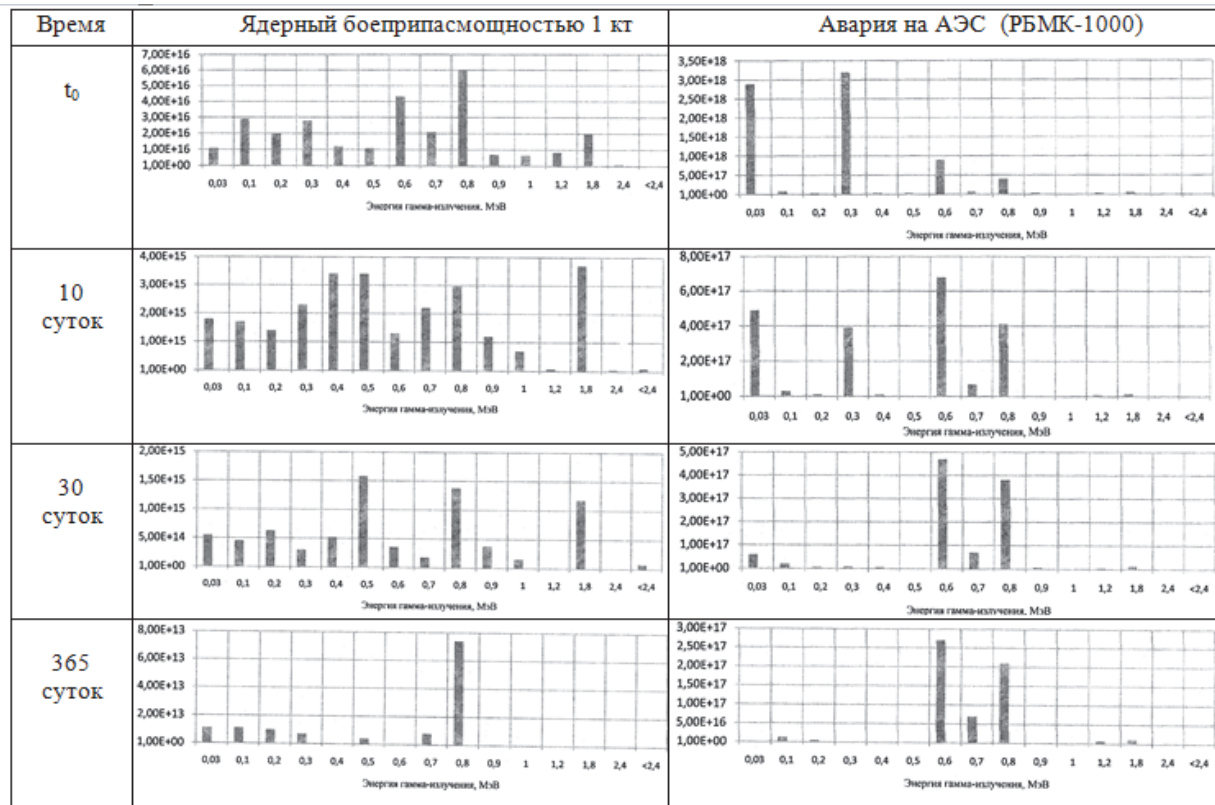
Мощность дозы гамма-излучения продуктов деления представляет сумму мощностей доз дискретных линий энергетического спектра гамма-излучения изменяющейся во времени смеси радионуклидов. Поэтому энергетический спектр излучения в момент измерения существенно зависит от возраста продуктов.

Согласно [6-7], изменение средней энергии гамма-квантов, в зависимости от времени после мгновенного деления урана-235 и плутония-239, наведённой активности при термоядерном взрыве и изотопный состав, а значит и энергия гамма-излучения при авариях (разрушениях) АЭС, существенно различаются.

В работе [7] приведены результаты изменений спектральных характеристик гамма-излучения на радиоактивно зараженной местности (РЗМ). Результаты данных расчётов представлены в табл. 2.

Таблица 2

Распределение интегральной интенсивности гамма-излучения (квант/с) продуктов деления от энергии (МэВ) во времени (сутки) (цит. по [7])



Анализ приведённой в табл. 2 интегральной интенсивности излучения показывает, что начиная с момента взрыва или начала аварии (t_0) и по 10 суток нельзя пренебрегать наличием низкоэнергетической составляющей в 0,03 МэВ (для объективной оценки воздействия гамма-излучения). Как видно, низкоэнергетическое гамма-излучение особенно проявляется при авариях на АЭС (при ликвидации последствий ЧС). В условиях неопределённости спектра излучения, каким является смешанное гамма-излучение на радиоактивно зараженной местности, целесообразно использовать среднее значение коэффициента качества [15].

Необходимо учитывать, что конструкция блоков детектирования (блок 1 на рис. 3, а) приборов

радиационной разведки и контроля такова, что совместно с корректирующим фильтром (блок 2 на рис. 3, а) ЭЗЧ, она является общим фильтром для гамма-излучения различных энергий, и поэтому степень поглощения гамма-излучения характеризуется массовым коэффициентом ослабления μ элемента (металла), из которого сделан блок детектирования.

Проведённый анализ μ от E_γ (рис. 3, б) показывает, что в алюминии в широком интервале энергий гамма-излучения ($0,05 \text{ кэВ} < E_\gamma < 15 \text{ МэВ}$) преобладает комптон-эффект, а при $E_\gamma > 15 \text{ МэВ}$ – образование пар.

В свинце же фотоэффект является доминирующим вплоть до энергии 0,5 МэВ, а при

$E_\gamma > 5$ МэВ основную роль играет процесс рождения пар. Поглощение за счёт фотоэффекта в алюминии

пренебрежительно мало при рассматриваемых энергиях гамма-излучения.

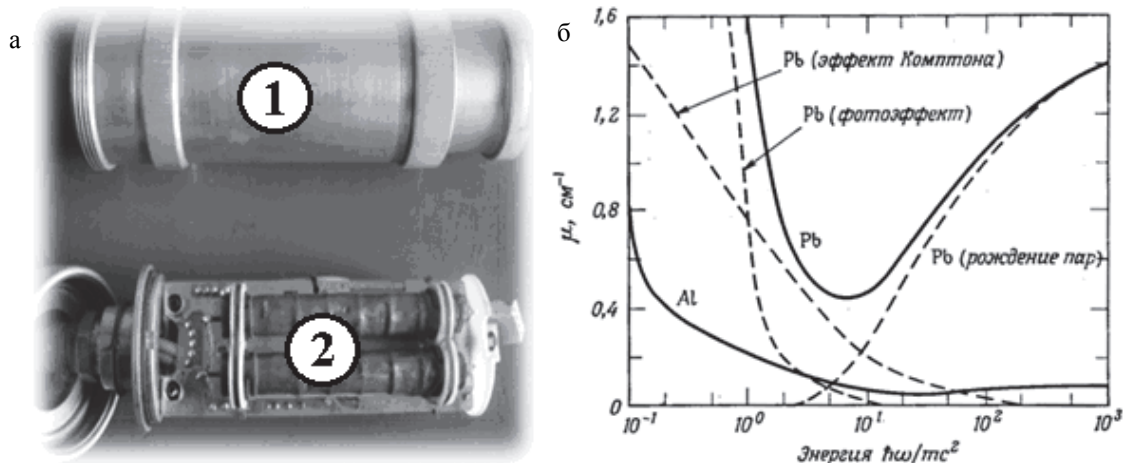


Рис. 3. Конструктивные особенности блока детектирования прибора МКС-У: а – алюминиевый блок детектирования прибора – 1; 2 – корректирующий фильтр ЭЗЧ; б – зависимость полного коэффициента поглощения гамма-излучения в алюминии и свинце от энергии (сплошные линии). Пунктирные линии – отдельные вклады, вносимые в полный коэффициент поглощения фотоэффектом, комптоновским рассеянием, рождением пар для свинца [20]

Коэффициент массового поглощения μ для всех элементов, за исключением водорода, имеет резкий подъем (рис. 3, б) в области низких энергий, который указывает, что в этой области преобладающим процессом взаимодействия является фотоэлектрическое поглощение. Расположение этого подъёма сильно зависит от атомного номера вещества. В алюминии он наблюдается при энергии примерно 20 МэВ, в меди при энергии 8 МэВ и в свинце при энергии 3,4 МэВ.

Зависимость коэффициентов массового поглощения от энергии гамма-излучения для различных материалов известна [19]. Это даёт возможность по экспериментально найденному коэффициенту μ найти энергию гамма-излучения, путем измерения μ для двух различных веществ. Излучение большинства γ -источников попадает в область меньших энергий относительно минимума кривой $\mu(E_\gamma)$. Отношение массовых коэффициентов поглощения μ_m^{Pb} / μ_m^{Al} можно измерить с большой точностью, а погрешность определения энергии будет зависеть от того, насколько велика производная $d\mu/dE_\gamma$.

Если найденная величина μ_m^{Pb} / μ_m^{Al} лежит вблизи минимума функции $\frac{\mu_m^{Pb}}{\mu_m^{Al}}(E_\gamma)$, то погрешность определения E_γ будет велика. В этом случае целесообразно в качестве поглотителей использовать легкие металлы, для которых этот максимум смещен в область высоких энергий.

Таким образом, в связи с такой разницей в указанных эффектах взаимодействия гамма-излучения с лёгким материалом – алюминий (Al) и с тяжёлым – свинец (Pb) (рис. 3, б), появляется возможность определить среднюю энергию гамма-излучения путём сравнения двух массовых коэффициентов поглощения этих материалов μ_m^{Pb} / μ_m^{Al} (табл. 3) и зависимость их от E_γ (рис. 4). Используя известные зависимости массовых коэффициентов поглощения алюминия и свинца от энергии гамма-излучения [20–22], рассчитаем необходимое соотношение данных коэффициентов μ_m^{Pb} / μ_m^{Al} для средних значений коэффициента качества \bar{k} фотонного излучения, предложенных в работе [15] (табл. 3).

По результатам табл. 3 нами построена зависимость отношения массовых коэффициентов поглощения свинца и алюминия от энергии гамма-излучения на РЗМ ЯВ (АЭС) (рис. 4).

Анализ результатов табл. 3 и рис. 4 показывает, что среднему значению коэффициента качества равному 2, характеризующему наибольшую биологическую опасность, соответствуют отношения массовых коэффициентов поглощения свинца к алюминию от 4,74 до 16,19.

Характер изменения кривой (рис. 4), приводящий к существованию 2-х неоднозначных значений энергий гамма-излучения (точка 1 и 2) при отношении массовых коэффициентов поглощения, равным 25, целесообразно объяснить существующими положениями [19–22] и эффектами взаимодействия гамма-излучения с веществом.

Таблица 3

Зависимость среднего значения коэффициента качества (\bar{k}), массовых коэффициентов поглощения свинца ($\rho = 11,34 \text{ г/см}^3$) и алюминия ($\rho = 2,70 \text{ г/см}^3$) и их отношения от энергии гамма-излучения (МэВ) [15]

\bar{k} , Зв/Гр	E_γ , МэВ	μ_m^{Pb} , см ² /Г	μ_m^{Al} , см ² /Г	μ_m^{Pb} / μ_m^{Al}
2	0,01	123	25,9	4,74
	0,015	107	7,48	14,30
	0,02	82,8	3,19	25,76
	0,03	28,5	1,00	28,5
	0,04	13,3	0,493	26,9
	0,05	7,24	0,319	22,69
	0,06 (Am-241)	4,48	0,243	18,43
	0,08	2,08	0,181	11,49
	0,1	5,32	0,157	33,88
	0,145	2,17	0,134	16,19
1,5	0,15	1,92	0,132	12,8
	0,2	0,242	0,119	7,91
	0,279	0,410	0,106	3,86
1	0,5	0,150	0,0839	1,807
	0,6	0,117	0,0774	1,511
	0,662 (Cs-137)	0,104	0,0743	1,399
	0,8	0,0840	0,0681	1,233
	1,0	0,0680	0,0612	1,111
	1,25 (Co-60)	0,0580	0,0550	1,054
	1,5	0,0509	0,0500	1,018
	2,0	0,0448	0,0431	1,039
	2,75	0,0420	0,0368	1,141
	3,0	0,0413	0,0355	1,163
4,0	0,0416	0,0310	1,341	

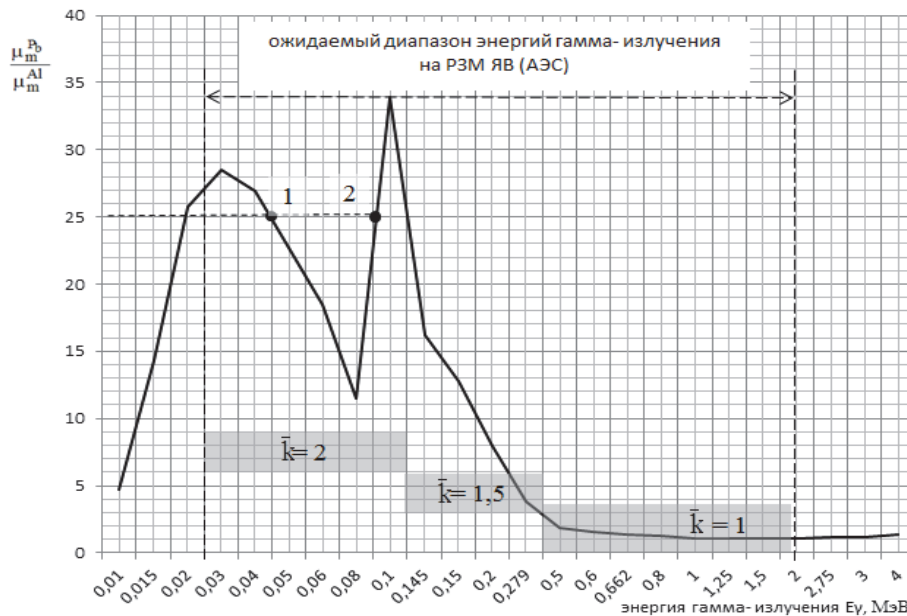


Рис. 4. Зависимость отношения массовых коэффициентов поглощения свинца и алюминия от энергии гамма-излучения на РЗМ ЯВ (АЭС)

Возможная неоднозначная трактовка значений величин этих энергий при одинаковом отношении массовых коэффициентов поглощения (в диапазоне низких энергий) может возникнуть лишь при решении задачи идентификации изотопного состава РЗМ

(т.е. при определении энергии гамма-излучения). Данный недостаток устраняется, если использовать именно среднее значение коэффициента качества, соответствующее, согласно [15], широкому диапазону энергий. Так для возможных значений энергий

гамма-излучений на РЗМ ЯВ (АЭС) для интервала времени от 0 до 365 суток, среднее значение коэффициента качества, равное 2, характеризуется энергией гамма-излучения E_γ от 0,03 до 0,145 МэВ.

Так как приборы радиационной разведки и контроля оценивают опасность излучения в единицах мощности дозы гамма-излучения, что при импульсной схеме включения детектора равносильно скорости счёта N , то при последовательном использовании алюминиевого и свинцового фильтров на блоке детектировании прибора можно записать выражение:

$$N^{Al} \cdot \mu_m^{Al} = N^{Pb} \cdot \mu_m^{Pb}, \quad (2)$$

где N^{Al} и N^{Pb} – скорость счёта (имп/с) прибора с алюминиевым фильтром определённой толщины (г/см^3) и свинцовым соответственно. Определить необходимое соотношение указанных в табл. 3 значений μ_m^{Pb} / μ_m^{Al} можно по отношению скоростей счёта N^{Al} / N^{Pb} . Точность определения среднего значения коэффициента качества зависит от погрешности прибора и учёта разности массы фильтров $K_{\text{попр}} = \frac{\Gamma_{Al}}{\Gamma_{Pb}}$.

Для оценки точности предлагаемого метода (рис. 5) были созданы: фильтр из алюминия массой $\Gamma_{Al} = 770$ грамм и свинца таких же размеров и массой $\Gamma_{Pb} = 954$ грамма.

Суть предложенного метода определения среднего значения коэффициента качества заключается в реализации выражения:

$$\frac{\mu_m^{Pb}}{\mu_m^{Al}} = \frac{N^{Al}}{N^{Pb}} \cdot K_{\text{попр}}. \quad (3)$$

Экспериментальная проверка работоспособности предложенного метода проводилась на источниках гамма-излучения: Co-60(1,25 МэВ), Cs-137(0,661 МэВ), Am-241(0,059 МэВ), Pu-239(5–13 кэВ) путем последовательного использования 2-х фильтров. В качестве детектора были использованы:

– галогенный газоразрядный счётчик СБМ-20 (от прибора ДП-5В) с установленным напряжением питания 450 В. Фоновое значение $N_\phi = 21$ имп/с. Время измерения 60 секунд;

– теллурид кадмия (CdTe) – полупроводниковый детектор с напряжением питания 30 В. Фоновое значение $N_\phi = 53$ имп/с. Время измерения 60 секунд.

Усреднённые результаты измерений для различных радиоактивных источников гамма-излучения сведены в табл. 4.

Анализ полученных результатов свидетельствует как о возможности выявления, согласно результатам табл. 3, низкоэнергетической составляющей гамма-излучения – характеристическое излучение радионуклида Pu-239 со средним значением

коэффициента качества $\bar{k} = 2$, так и о достаточно точной идентификации радионуклида Cs-137. Высокий уровень идентификации Cs-137 подтверждается тем, что при эталонном соотношении массовых коэффициентов поглощения в 1,39 (табл. 3), экспериментальное значение составляет 1,31, что позволяет идентифицировать данный радионуклид как цезиевый источник с энергией в 0,661 МэВ.

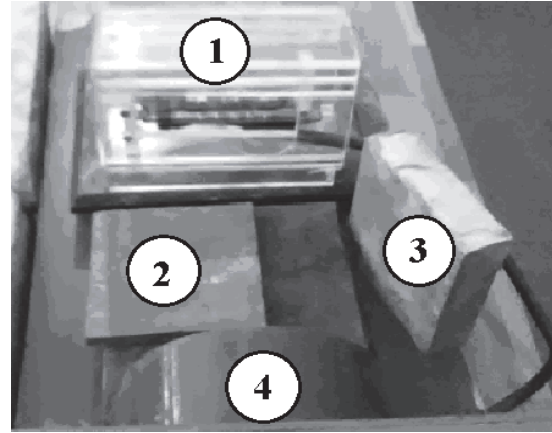


Рис. 5. Лабораторная установка по определению среднего коэффициента качества гамма-излучения: 1 – блок детектирования с детектором СБМ-20; 2 – свинцовый фильтр; 3 – алюминиевый фильтр; 4 – коллиматор с источником гамма-излучения

Несмотря на достаточно удовлетворительные по точности результаты (табл. 4), необходимо отметить, что существенным источником погрешностей при определении энергии гамма-излучения по значению μ_m^{Pb} / μ_m^{Al} может стать недостаточно хорошая геометрия измерительной схемы опыта, при которой в детектор может попадать часть рассеянного излучения. Чтобы уменьшить возможность его попадания, необходимо:

– использовать по возможности узкий пучок гамма-излучения; для этого источник коллимируется;

– расстояние источник – детектор установить по возможности большим;

– фильтр располагать дальше от детектора с тем, чтобы из облучаемой области фильтра детектор был виден под малым телесным углом;

– использовать детектор малых размеров, либо перед детектором использовать коллиматор.

При большой толщине слоя фильтра-поглотителя накапливается мягкое излучение, возникающее за счет многократного рассеяния гамма-квантов в фильтре. Рассеянные кванты могут попадать в детектор даже при хорошей коллимации. Поэтому толщина слоя фильтра не должна сильно превышать среднюю длину свободного пробега гамма-излучения $x = 1/\mu$.

Таблица 4

Экспериментальные данные по определению энергии гамма-излучения на счётной установке ДП-100 ($K_{\text{попр}} = 0,807$)

	Источник гамма-излучения			
	Cs-137 (0,661 МэВ)	Co-60 (1,25 МэВ)	Am-241 (0,059 МэВ)	Pu-239 (5–13 кэВ)
блок детектирования с детектором СБМ-20 (без фильтра ЭЗЧ)				
$N_{\text{Al}}^{\text{Al}}$, имп/с	306,6	70,3	19,49	1803
$N_{\text{Pb}}^{\text{Pb}}$, имп/с	187,6	49	0,64	23
$\frac{N_{\text{Al}}^{\text{Al}}}{N_{\text{Pb}}^{\text{Pb}}} \cdot K_{\text{попр}}$	1,3185	1,157	24,40	63,26
блок детектирования с детектором CdTe (без фильтра ЭЗЧ)				
$N_{\text{Al}}^{\text{Al}}$, имп/с	942	695	52	749
$N_{\text{Pb}}^{\text{Pb}}$, имп/с	364	139	2,92	31
$\frac{N_{\text{Al}}^{\text{Al}}}{N_{\text{Pb}}^{\text{Pb}}} \cdot K_{\text{попр}}$	1,14	4,00	14,23	19,35

В условиях радиоактивно зараженной местности при смешанном излучении гамма-квантов с различной энергией, когда происходит поглощение излучения в грунте, в результате образований завалов при авариях на АЭС (комpton-эффект), излучения имеют нелинейную (угловую) зависимость при распространении в пространстве [23]. С целью устранения влияния рассеянных гамма-квантов фильтры из алюминия и свинца должны иметь цилиндрическую форму и полностью покрывать детектор со всех сторон (рис. 6).

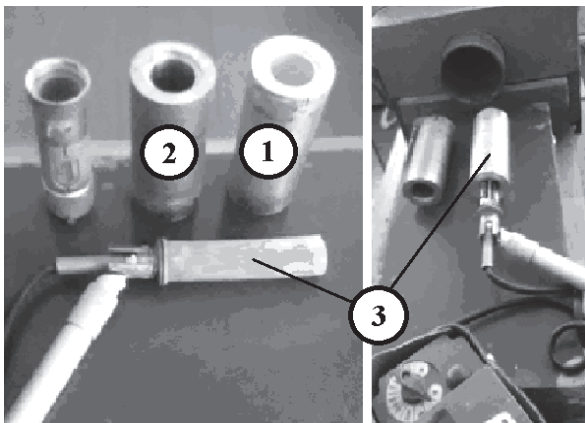


Рис. 6. Цилиндрические фильтры из алюминия (1) и свинца (2) блока детектирования прибора ДП-5В (3)

Усреднённые результаты измерений мощности дозы гамма-излучения приборами ДП-5В, ИМД-12, МКС-Уот радиоактивных источников Cs-137 (0,661 МэВ), Co-60 (1,25 МэВ), Am-241 (0,059 МэВ), Pu-239 (5–13 кэВ) сведены в табл. 5. Все измерительные приборы были с фильтрами из Al и Pb, цилиндрической формы.

По результатам экспериментальных исследований, представленных в табл. 4; 5, построена зависимость (рис. 7) отношения массовых коэффициентов поглощения свинца и алюминия, полученных в

результате измерения различными приборами радиационной разведки и контроля.

На рисунке сплошной линией показана зависимость, построенная по данным табл. 3; пунктирными линиями показана аппроксимация зависимости

$$\frac{\mu_m^{\text{Pb}}}{\mu_m^{\text{Al}}}(E_\gamma) \text{ для каждого прибора.}$$

Анализ полученных результатов свидетельствует, что для среднего значения коэффициента качества $\bar{k} = 2$ ($E_\gamma \leq 0,15$ МэВ) отношение показаний могут меняться от 63 до 5 в зависимости от прибора; для $\bar{k} = 1$ ($E_\gamma > 0,35$ МэВ) отношение показаний составляет от 4 до 1,14.

В диапазоне величин средних энергий гамма-излучений практически все приборы дают удовлетворительный результат определения энергии гамма-излучения $E_\gamma = 1,25$ (0,661) МэВ, за исключением счётной установки с полупроводниковым детектором CdTe.

Отличие экспериментальных от теоретических значений для различных приборов в области $E_\gamma \leq 0,15$ МэВ может быть объяснено как наличием погрешности измерения приборов порядка ± 15 –30 %, так и отсутствием плановой градуировки прибора по радионуклиду Cs-137 (ИМД-12) и радионуклиду Am-241 (МКС-У).

Значительный разброс полученных значений от расчётной кривой в большей степени касается приборов ИМД-12 и МКС-У, обладающих дополнительными фильтрами компенсации и выравнивания ЭЗЧ детектора. Наименьшей погрешностью в определении $E_\gamma = 0,06$ МэВ обладает счётная установка с детектором CdTe и прибор ДП-5В (разница в опре-

делении $\frac{\mu_m^{\text{Pb}}}{\mu_m^{\text{Al}}}$ составляет $\Delta = 4,2$).

Таким образом, предлагаемая выше методика измерения с двумя фильтрами позволяет лишь уточнить средний коэффициент качества гамма-излучения, а значит, только выявить возможное присутствие низкоэнергетического гамма-излучения на радиоактивно зараженной местности.

Такой подход позволит учесть биологическую опасность низкоэнергетического гамма-излучения, которое, является значительным при ликвидации аварии на АЭС в первые 10 суток.

Таблица 5

Экспериментальные данные по определению энергии гамма-излучения соответствующих радиоактивных источников приборами ДП-5В, ИМД-12, МКС-У ($K_{\text{попр}} = 0,807$)

	Источник гамма-излучения			
	Cs-137 (0,661 МэВ)	Co-60 (1,25 МэВ)	Am-241 (0,059 МэВ)	Pu-239 (5-13 кэВ)
ДП-5В № ГБ6212579(без фильтра ЭЗЧ)				
\dot{X}^{Al} , мР/ч	0,75	0,52	47,40	1,40
\dot{X}^{Pb} , мР/ч	0,50	0,52	3,29	0,03
$\frac{\dot{X}^{Al}}{\dot{X}^{Pb}} \cdot K_{\text{попр}}$	1,20	0,80	14,4	37,38
ИМД-12-2 № Л160235 (с фильтром ЭЗЧ)				
\dot{X}^{Al} , мР/ч	0,45	0,22	41,6	0,59
\dot{X}^{Pb} , мР/ч	0,30	0,15	6,66	0,057
$\frac{\dot{X}^{Al}}{\dot{X}^{Pb}} \cdot K_{\text{попр}}$	1,20	1,13	5,00	8,29
МКС-У № 0808014(с фильтром ЭЗЧ)				
\dot{H}^{Al} , мкЗв/ч	9,32	2,40	2,69	1,62
\dot{H}^{Pb} , мкЗв/ч	6,15	1,70	0,45	0,24
$\frac{\dot{H}^{Al}}{\dot{H}^{Pb}} \cdot K_{\text{попр}}$	1,21	1,13	4,78	5,40

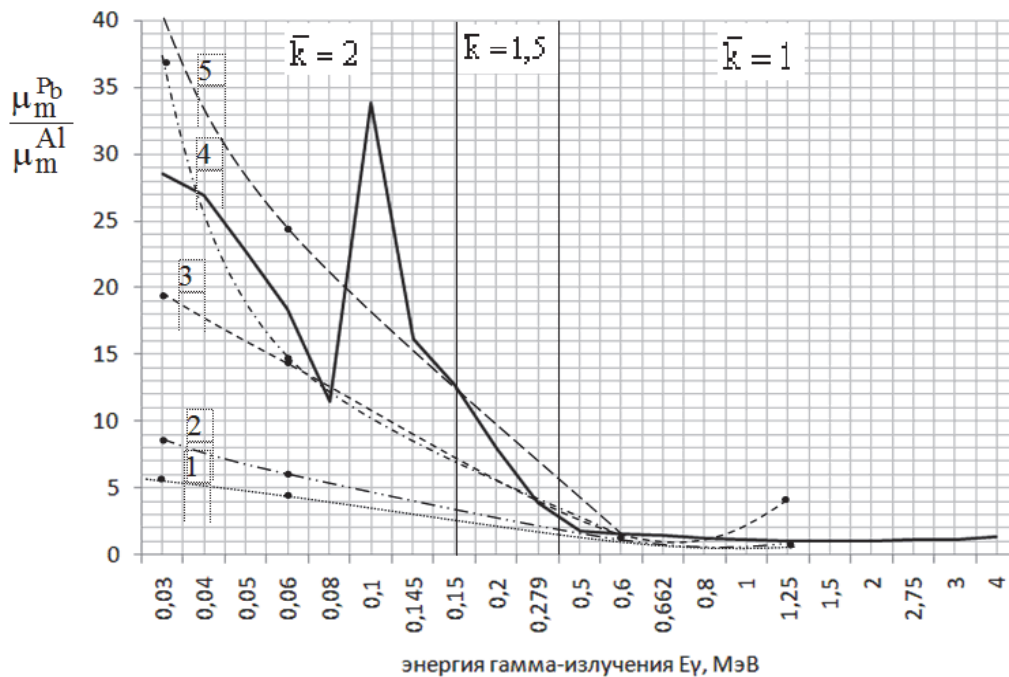


Рис. 7. Зависимости отношений массовых коэффициентов поглощения свинца и алюминия от энергии гамма-излучения, полученные в результате использования различных измерителей: 1 – прибор МКС-У; 2 – прибор ИМД-12; 3 – счётная установка с детектором CdTe; 4 – прибор ДП-5В; 5 – счётная установка ДП-100 с детектором СБМ-20

Выводы

1. С учетом необходимости разработки научно-технических основ радиационного мониторинга, как подсистемы комплексной системы мониторинга в Украине, в работе выполнен сопоставительный анализ результатов измерений энергии гамма-излучения различных радиационных источников современными приборами радиационной разведки и контроля для реальной оценки воздействия на живые организмы низкоэнергетических ионизирующих излучений на радиоактивно зараженной локальной территории.

2. Анализ интегральных интенсивностей гамма-излучения продуктов деления, образовавшихся при подрыве ядерного боеприпаса или при аварии на АЭС, показывает, что современные приборы радиационной разведки и контроля дают удовлетворительные результаты измерений в области средних и высоких энергий гамма-излучения. Регистрация низкоэнергетического гамма-излучения в диапазоне от 0,03 до 0,059 МэВ представляет значительные трудности, связанные с энергетической зависимостью чувствительности приборов в указанном диапазоне энергий.

3. Предложен подход при оценке среднего значения коэффициента качества гамма-излучения, основанный на зависимости ослабления энергии гамма-излучения слоем фильтра и позволяющий предсказать уровень биологической опасности низкоэнергетического спектра излучения. Суть предложенного подхода заключается в последовательном измерении мощности дозы гамма-излучения с алюминиевым и свинцовым фильтрами и последующем сравнении полученного соотношения их с существующей зависимостью массовых коэффициентов поглощения от энергии излучения.

4. Получены экспериментальные соотношения показаний приборов МКС-У, ИМД-12, ДП-5В с алюминиевым и свинцовым фильтрами для расчётов среднего коэффициента качества гамма-излучения без применения спектрометрических методов обработки информации.

Список литературы

1. Розробка науково-технічних основ для створення системи моніторингу, попередження та ліквідації надзвичайних ситуацій природного та техногенного характеру та забезпечення екологічної безпеки / В.Д. Калугін, В.В. Тютюник, Л.Ф. Черногор, Р.І. Шевченко // Системи обробки інформації. – Х.: Харківський університет Повітряних Сил імені Івана Кожедуба, 2013. – Вип. 9(116). – С. 204-216.

2. Чернявский И.Ю. Анализ условий для создания системы выявления и оценки уровня радиационной безопасности жизнедеятельности населения при чрезвычайных ситуациях военного характера / И.Ю. Чернявский, В.В. Тютюник, В.Д. Калугин // Проблемы надзвичайних ситуацій. – Х.: Національний університет цивільного захисту України, 2016. – Вип. 23. – С. 168-185.

3. Азаренко Е.В. Проблема управления экологической безопасностью прибрежных вод и пути ее решения / Е.В. Азаренко, Ю.Ю. Гончаренко, М.М. Дивизинюк // Системи обробки інформації. – Х.: Харківський університет Повітряних Сил імені Івана Кожедуба, 2012. – Вип. 2(100). – С. 271-275.

4. Науково-технічні основи синтезу системи моніторингу надзвичайних ситуацій на території України в рамках державної політики в галузі цивільного захисту / В.А. Андронов, М.М. Дивизинюк, О.В. Азаренко, В.Д. Калугін, В.В. Тютюник // Збірник наукових праць Харківського національного університету Повітряних Сил імені Івана Кожедуба. – Х.: Харківський національний університет Повітряних Сил імені Івана Кожедуба, 2016. – Вип. 4(49). – С. 150-160.

5. Мусеев Д.В. Повышение точности измерений гамма-излучения при радиационном контроле / Д.В. Мусеев // Інформаційні системи і технології. – Севастополь: СНУЯЭиП, 2013. – Вып. 2. – С. 208-217.

6. Дозиметрия ионизирующих излучений ядерного взрыва / под ред. Шестерякова. – М.: ВАНХ, 1976. – 455 с.

7. Патент на изобретение №2466427. Федеральное государственное учреждение «33 Центральный научно-исследовательский испытательный институт Министерства обороны Российской Федерации».

8. SSK, 2005. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit. Vergleichende Bewertung der biologischen Wirksamkeit verschiedener ionisierenden Strahlungen. Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Bd. 53. Verlag Elsevier / Urban und Fischer.

9. Harder D., Petoussi-Hens N., Regulla D., et al., 2004. Spectra of scattered photons in large absorbers and their importance for the values of the radiation weighting factors R. Radiat. Prot. Dosim. 109 (4), 291-295.

10. Sasaki M.S., 1991. Primary damage and fixation of chromosomal DNA as probed by monochromatic soft x rays and low-energy neutrons. In: Fielden, E.M., O'Neil, P. (Eds.). The Early Effects of Radiation on DNA. NATO ASI Series, Vol. H54, 369–384. Springer Verlag, Berlin, Germany.

11. Schmid E., Regulla D., Kramer H.M., 2002. The effect of 29 kV x rays on the dose response of chromosome aberrations in human lymphocytes. Radiat. Res. 158, 771-777.

12. Schmid E., Schlegel D., Guldbakke S., et al., 2003. RBE of nearly monoenergetic neutrons at energies of 36 keV–14.6 MeV for induction of dicentric in human lymphocytes. Radiat. Environm. Biophys. 42, 87-94.

13. Guerrero-Carbajal C., Edwards A.A., Lloyd D.C., 2003. Induction of chromosome aberration in human lymphocytes and its dependence on X-ray energy. Radiat. Prot. Dosim. - 106 (2), 131-135.

14. Lloyd D.C., Edwards A.A., Prosser J.S., Corp M.J. The dose response relationship obtained at constant irradiation times for the induction of chromosome aberrations in human lymphocytes by cobalt-60 gamma rays, Radiat. Environ. Biophys. 23(1984) 179-189.

15. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 495 с.

16. Маруценко В.В. Сучасний погляд на оцінку біологічного впливу гамма-випромінювання в польових умовах / В.В. Маруценко // Механіка та машинобудування: наук.-техн. ж. НТУ «ХП», 2010. – Вип. 2. – С. 205-211.

17. Тарасенко Ю.Н. Пепел Чернобыля. Сличения средств измерений ионизирующих излучений в зонах радиоактивного заражения после взрыва четвертого блока ЧАЭС / Ю.Н. Тарасенко. – М.: Техносфера, 2011. – 232 с.

18. Патент на изобретение №2511210. Федеральное государственное учреждение «33 Центральный научно-

но-исследовательский испытательный институт Министерства обороны Российской Федерации».

19. Экспериментальная ядерная физика / под ред. Э. Сегре, пер. с англ. Т. 3. – М.: Изд-во иностранной литературы, 1961. – 684 с.

20. Немец О.Ф. Справочник по ядерной физике / О.Ф. Немец, Ю.В. Гофман. – К.: Наукова думка, 1975.

21. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений / Б.П. Голубев – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 461 с.

22. Защита от ионизирующих излучений / Н.Г. Гусев, В.А. Климанов, В.П. Машкович, А.П. Суворов. – Т.1.

Физические основы защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 509 с.

23. Дозовая нагрузка на человека в полях гамма-нейтронного излучения / В.Л. Гозенбук, И.Б. Кеуриш-Маркус, А.К. Савинский, Е.Н. Чернов. – М.: Атомиздат, 1978. – 168 с.

Поступила в редколлегию 10.01.2017

Рецензент: д-р техн. наук доц. А.А. Киреев, Национальный университет гражданской защиты Украины, Харьков.

**ЗАСТОСУВАННЯ МЕТОДІВ ДОЗИМЕТРІЇ ІОНІЗУЮЧИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ
ДЛЯ ОЦІНКИ ВПЛИВУ НА ЖИВІ ОРГАНІЗМИ НИЗЬКОЕНЕРГЕТИЧНОГО ГАММА-ВИПРОМІНЮВАННЯ
НА РАДІОАКТИВНО ЗАРАЖЕНІЙ ЛОКАЛЬНІЙ ТЕРИТОРІЇ
В РАМКАХ ПРОВЕДЕННЯ РАДІАЦІЙНОГО МОНІТОРИНГУ В УКРАЇНІ**

І.Ю. Чернявський, В.Д. Калугін, В.В. Тютюнник, І.В. Пудло

В роботі запропоновано підхід для оцінки середнього значення коефіцієнта якості гамма-випромінювання, оснований на методі послаблення енергії гамма-випромінювання, який дозволяє врахувати вплив низькоенергетичного випромінювання на рівень біологічних наслідків живих організмів. Запропонований підхід використано при розвитку науково-технічних основ створення радіаційного моніторингу – складової комплексної системи моніторингу надзвичайних ситуацій в Україні.

Ключові слова: надзвичайна ситуація, ядерний вибух, аварія на атомній електростанції, дозиметрія іонізуючих випромінювань, радіоактивно заражена місцевість, низькоенергетичне гамма-випромінювання, середній коефіцієнт якості випромінювання, біологічний ефект, комплексна система моніторингу надзвичайних ситуацій.

**USE OF METHODS OF RADIATION IONIZING DOSIMETRY FOR ASSESSMENT OF IMPACT
ON LIVE ORGANISMS OF LOW-ENERGY GAMMA RADIATION ON IS RADIOACTIVE
THE INFECTED LOCAL TERRITORY WITHIN CARRYING
OUT RADIATION MONITORING IN UKRAINE**

I. Cherniavskiy, V. Kalugin, V. Tiutiunyk, I. Pudlo

In this article the approach for value average estimate of gamma quality coefficient radiation based on a method of energy absorption of gamma radiation, allowing considering influence of low-energy radiation on the level of biological consequences of living organism has been offered. At scientific development and technical bases of radiation monitoring creation – the making complex system of emergency monitoring in Ukraine the offered approach has been used.

Keywords: emergency situation, nuclear detonation, nuclear power plant accident, dosimeters of the ionizing radiation, the radioactive infected area, low-energy gamma radiation, coefficient of quality of radiation, biological effect, complex system of monitoring of emergency situations.