

1. ДОЗА ОТ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

Начнем с расчета поглощенной дозы в воздухе с учетом интенсивности и плотности излучения.

Под интенсивностью ионизирующего излучения J будем понимать количество энергии E (Дж), переносимое ионизирующим излучением данного вида через ориентированную нормально по направлению к ионизирующему излучению площадку, равную 1 см^2 , за 1 сек ($\text{сек}^{-1} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{Дж}^{-1}$). Под плотностью потока ионизирующего излучения Φ будем понимать количество ионизирующих частиц или γ -квантов ядерного излучения, пересекающих за 1 сек. площадку, равную 1 см^2 , расположенную нормально к потоку ионизирующего излучения ($\text{сек}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$).

Для единичного акта распада с дискретным спектром излучения, в котором доля частиц (или квантов) n с энергией E_i равна p_i , интенсивность излучения определяют следующим образом:

$$J = \Phi \sum n_i E_i,$$

где n_i – число частиц с энергией E_i .

Полный поток энергии, генерируемый точечным источником с абсолютной радиоактивностью A , равен:

$$J_{\text{полн}} = A \sum n_i E_i,$$

где n_i – число частиц с энергией E_i , приходящихся в среднем на акт распада.

Поскольку полный поток энергии от точечного источника, переносится через сферу радиуса r , то J на расстоянии r :

$$J = \frac{J_{\text{полн}}}{4\pi r^2} = \frac{A}{4\pi r^2} \sum n_i E_i$$

Значения p_i и E_i табулированы, r и a заданы или находятся экспериментально.

Зная I , можно рассчитать полную энергию E , переносимую излучением за время t через поверхность S :

$$E = JSt$$

Поглощенная доза в воздухе $D_{\text{возд}}$ связана с экспозиционной дозой X соотношением:

$$D_{\text{возд}} = 34 X \text{ [Гр]},$$

где экспозиционная доза выражается в Кл/кг.

Если известна экспозиционная доза в некоторой точке воздуха, то поглощенная доза в другом материале, помещенном в эту точку пространства, равна:

$$D_{\text{mat}} = 34 X \frac{\left. \begin{array}{l} \mu \\ \rho \end{array} \right|_{\text{mat}}}{\left. \begin{array}{l} \mu \\ \rho \end{array} \right|_{\text{возд}}} \text{ [Гр]},$$

где экспозиционная доза выражена в Кл/кг, μ - линейный коэффициент электронного преобразования, см^{-1} , ρ - плотность изучаемого материала, $\text{г}\cdot\text{см}^{-3}$.

1.1. Доза при параллельном потоке

Перейдем теперь к расчету дозы, создаваемой параллельным потоком монохроматических γ -квантов.

В условиях электронного равновесия справедливо соотношение:

$$D = \left(\frac{E_\gamma}{\Delta m} \right)_{\text{воздух}} = \frac{E_{\text{ногл}}}{\Delta m}$$

из которого следует, что для расчета дозы, создаваемой параллельным потоком монохроматических γ -квантов, необходимо определить энергию, затраченную на образование корпускулярного излучения в массе m воздуха. Эта задача существенно упрощается, если известны потери интенсивности потока γ -излучения за счет поглощения в слое воздуха, т.е. известно ослабление γ -излучения.

В силу экспоненциального закона ослабления γ -излучения снижение интенсивности J параллельного потока монохроматического γ -излучения можно выразить через линейный коэффициент истинного поглощения μ_e (см^{-1}), начальную интенсивность J_0 излучения и толщину d поглощающего слоя:

$$\Delta J = J_0 (1 - e^{-\mu_e d})$$

Напомним, что коэффициент ослабления излучения $\mu = \mu_e + \mu_k$.

Определим теперь энергию γ -излучения, вызывающую корпускулярную эмиссию при снижении потока γ -излучения I в объеме воздуха с толщиной слоя l и площадью S :

$$\Delta E_\gamma = J_0 S t (1 - e^{-\mu_e d})$$

Внося некоторые упрощения, связанные с тем, что произведение $\mu_e d < 0,1$ и принимая $1 - e^{-\mu_e d} = \mu_e d$, получаем приближенное, но достаточно точное выражение для практических расчетов энергии E_γ :

$$\Delta E_\gamma = J_0 S t \mu_e d$$

С учетом последнего соотношения выражения для расчета экспозиционной и поглощенной доз D в воздухе принимает вид:

$$D = \frac{J_0 t \mu_e}{\Delta m}$$

Используя выражение для замены массы выражение плотности ρ , получаем

$$D = \frac{J_0 t \mu_e}{\rho} = J_0 t \mu'_e = \Phi_{\gamma,0} E_\gamma \mu'_e t$$

где μ'_e – массовый коэффициент истинного поглощения излучения в исследуемом веществе, например, биологической ткани, [$\text{см}^2/\text{г}$].

Выражая поглощенную дозу в изучаемом веществе во внесистемных единицах (радах), имеем

$$D = 1,60 * 10^{-8} * \Phi_{\gamma,0} * E_\gamma * \mu'_e * t$$

1.2. Доза от точечного источника

В случае расчета дозы D от точечного источника со сложным составом γ -излучения следует учитывать, что поток Φ для γ -квантов переносится через сферу радиуса r , площадь которой равна $4\pi r^2$, а также наличие дискретности спектра γ -излучения.

Интенсивность потока ионизирующего излучения [в МэВ/ $\text{см}^2\text{с}$], создаваемого точечным изотропным источником γ -излучения активностью A (мкюри) в точке, находящейся на расстоянии r (см) от источника в вакууме равна:

$$J_\gamma = A * 3,7 * 10^7 \frac{1}{4\pi r^2} \sum_i n_i E_{\gamma,i}$$

Если источник и облучаемое вещество помещены в бесконечную однородную среду, то необходимо учесть ослабление первичного γ -излучения за счет взаимодействия со средой и вклад со стороны рассеянного излучения. Введя фактор ослабления i -той линии первичного спектра γ -излучения за счет взаимодействия с веществом ($e^{-\mu_i r} \leq 1$) и энергетический фактор накопления энергии для i -той линии первичного спектра γ -излучения ($B_{E,i} \geq 1$), получим формулу для интенсивности потока от точечного изотропного источника γ -излучения в однородной среде на расстоянии r от источника:

$$J_\gamma = A * 3,7 * 10^7 * \frac{1}{4\pi r^2} \sum_i n_i * E_{\gamma,i} * B_{E,i} * e^{-\mu_i r}$$

где μ_i – линейный коэффициент ослабления i -той линии первичного спектра γ -излучения в окружающей источник среде, $B_{E,i}$ – энергетический фактор накопления.

Поглощенная доза γ -излучения от точечного источника:

$$D = \frac{A t}{4\pi r^2} \sum_i n_i E_i \mu'_{e,i}$$

или, с учетом эффектов поглощения и рассеяния излучения:

$$D = 4,7 * 10^{-2} \frac{A t}{r^2} \sum_i n_i * E_{\gamma,i} * B_{E,i} * e^{-\mu_i r} * \mu'_{e,i} \quad [\text{рад}]$$

Мощность экспозиционной дозы, создаваемая γ -излучением различных радиоактивных веществ, зависит от схемы распада, т.е. от количества γ -квантов, приходящихся на один распад, энергии излучения и активности радионуклида. Мощность экспозиционной дозы γ -излучения можно всегда определить, если известна ионизационная γ -постоянная, характеризующая данный радионуклид.

Гамма - постоянные можно рассчитать по экспозиционной дозе (ионизационная гамма - постоянная) или по интенсивности излучения (энергетическая гамма - постоянная). Различают дифференциальные и полные гамма - постоянные.

Дифференциальная γ -постоянная $K_{\gamma,i}$ относится к определенной моноэнергетической линии γ -спектра радионуклида. Полная γ -постоянная равна сумме дифференциальных γ -постоянных.

Полная ионизационная γ -постоянная, или просто ионизационная γ - постоянная, данного радионуклида численно равна мощности экспозиционной дозы в рентгенах в час, которая создается точечным изотропным γ -источником активностью 1 мкюри на расстоянии 1 см без начальной фильтрации. Единица измерения γ -постоянной $\text{р см}^2/(\text{ч мкюри})$.

Полная энергетическая γ -постоянная J_γ , или просто энергетическая γ -постоянная, данного радионуклида численно равна интенсивности излучения в мегаэлектронвольтах на квадратный сантиметр в секунду, которая создается точечным изотропным γ -источником активностью в 1 мкюри на расстоянии 1 см без начальной фильтрации.

Гамма-постоянная, K_γ , - отношение мощности экспозиционной дозы X^* , создаваемой γ - излучением точечного изотропного источника данного радионуклида без начальной фильтрации на расстоянии r , умноженной на квадрат этого расстояния, к активности A того источника:

$$K_\gamma = X^* r^2 / A,$$

где p – мощность экспозиционной дозы, р/ч; r – расстояния, см; A – активность, мкюри.

Размерность K_γ : $\frac{p^* \text{см}^2}{\text{ч}^* \text{мКи}}$. В системе СИ гамма-постоянная радионуклида имеет размерность аГр м² / (с Бк)

(доза – в Грех, активность – в беккерелях, расстояние – в метрах, время – в секундах). Переход к системе СИ проводится по соотношению:

$$\frac{1 p^* \text{см}^2}{\text{ч}^* \text{мКи}} = 0,152 \frac{\text{аГр}^* \text{м}^2}{\text{с}^* \text{Бк}}, \text{ где а (атто) – множитель } 10^{-18} \text{ (аГр – нано-нано грей)}$$

Плотность потока излучения от точечного источника на расстоянии r равна

$$\Phi = \frac{A * 3,7 * 10^7}{4\pi r^2} \frac{\gamma - \text{квант}}{\text{см}^2 * \text{сек}}$$

где $3,7 * 10^7$ – число распадов в 1 сек, соответствующее 1 мкюри.

Интенсивность излучения, или плотность потока энергии для моноэнергетического излучения будет:

$$J = \frac{A * 3,7 * 10^7 * E_\gamma}{4\pi r^2} \frac{\text{МэВ}}{\text{см}^2 * \text{сек}}.$$

Для радионуклидов со сложным спектральным составом излучения

$$J = \frac{A * 3,7 * 10^7 \sum E_{\gamma,i} n_i * 1,6 * 10^{-6}}{4\pi r^2} \frac{\text{эрг}}{\text{см}^2 * \text{сек}}$$

Мощность экспозиционной дозы

$$P_\gamma = \frac{A * 3,7 * 10^7 * \sum_i E_{\gamma,i} n_i \mu'_{e,i} * 1,6 * 10^{-6} * 3600}{4\pi r^2 * 0,114} \frac{p}{\text{час}}$$

Ионизационная γ - постоянная рассчитывается по формуле:

$$K_\gamma = \frac{3,7 * 10^7 \sum_i E_{\gamma,i} n_i K_{\gamma,i} * 1,6 * 10^{-6} * 3600}{4\pi r^2 * 0,114} \left[\frac{p^* \text{см}^2}{\text{ч}^* \text{мКи}} \right]$$

полная энергетическая γ - постоянная – по формуле:

$$K_{\gamma,\text{э}} = \frac{3,7 * 10^7 \sum_{i=1} E_{\gamma,i} n_i \mu_{e,i}}{4\pi} \left[\frac{\text{МэВ}}{\text{с}^* \text{мКи}} \right]$$

Полная ионизационная гамма-постоянная, K_γ , выраженная во внесистемных единицах :

$$K_\gamma = \frac{1,6 * 10^{-6} * 3,7 * 10^7 * 3600}{88 * 4\pi} \sum n_i E_i \mu'_{e,i} = 193 \sum_i n_i * E_i * \mu'_{e,i} = \sum_i K_{\gamma i}^* = \sum_i K_{\gamma i} \frac{p^* \text{см}^2}{\text{мкюри} * \text{ч}}$$

где μ'_e – массовый коэффициент электронного преобразования (см²/г) для воздуха, активность $A = 1$ микрокюри, расстояние $r = 1$ см, время $t = 3600$ сек, рассеянием и поглощением излучения в воздухе пренебрегли.

Полная энергетическая гамма-постоянная:

$$I_\gamma = \frac{3,7 * 10^7 \sum_i E_{\gamma i} n_i}{4\pi} = 2,94 * 10^6 \sum_{i=1} E_i n_i = \sum_i I_{\gamma i}^* n_i = \sum_i I_{\gamma i}$$

Здесь $K_{\gamma i}^*$ и $I_{\gamma i}^*$ - дифференциальные гамма-постоянные, рассчитанные для выхода одного γ -кванта на один распад, т.е. для $n_i=1$; 88 – энергетический эквивалент 1 р, эрг/(г воздух). Отметим, что при расчете γ -постоянных при наличии позитронного распада учитывается аннигиляционное излучение (два γ -кванта с энергией 0,511 МэВ на один позитрон).

Замечание. Приведем некоторые соотношения, используемые здесь и в дальнейшем: 1 эрг=6,24*10¹¹ эВ; 1 кал = 4,185*10⁷ эрг; 1 рад = 100 эрг/г = 10⁻⁵ Дж/г = 2,4*10⁻⁶ кал/г = 6,24*10¹³ эВ/г; 1 Вт·ч = 3,6*10³ Дж = 3,6*10¹⁰ эрг = 2,25*10²² эВ; 1 А = 6,25*10¹⁸ электрон/с.

$h\nu$, МэВ	$K_{\gamma_i}^*$, $\frac{p \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мкюри}}$	$I_{\gamma_i}^*$, $\frac{\text{МэВ}}{\text{сек} \cdot \text{мкюри}}$	$h\nu$, МэВ	$K_{\gamma_i}^*$, $\frac{p \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мкюри}}$	$I_{\gamma_i}^*$, $\frac{\text{МэВ}}{\text{сек} \cdot \text{мкюри}}$
0,03	0,85	0,0884	0,7	3,95	2,062
0,04	0,50	0,118	0,8	4,48	2,356
0,05	0,37	0,147	1,0	5,42	2,945
0,06	0,34	0,177	1,25	6,49	3,681
0,08	0,37	0,236	1,50	7,44	4,418
0,1	0,45	0,294	2,0	9,22	5,890
0,15	0,73	0,442	3,0	12,3	8,835
0,2	1,04	0,589	4,0	15,0	11,78
0,3	1,67	0,884	5,0	17,5	14,72
0,4	2,29	1,178	6,0	20,0	17,67
0,5	2,89	1,472	8,0	23,3	23,56
0,6	3,44	1,767	10,0	27,9	29,45

Зависимость $K_{\gamma_i}^*$ и $I_{\gamma_i}^*$ от энергии γ -излучения приведена в Табл.1.

Табл.1. Зависимость величин $K_{\gamma_i}^*$ и $I_{\gamma_i}^*$ от энергии.

Зависимость γ -постоянной от энергии γ -квантов представлена на Рис.1. Кривая имеет минимум в области энергий 0,07 МэВ, обусловленный минимумом значения коэффициента истинного поглощения в воздухе.

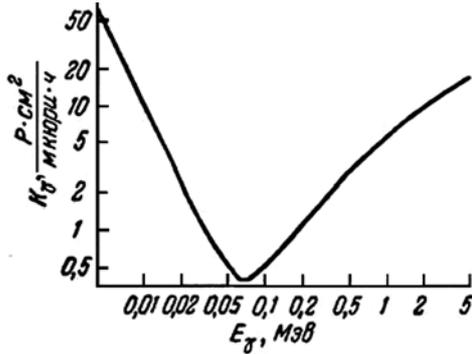


Рис.1 Зависимость гамма-постоянной от энергии γ -излучения.

Гамма-постоянные K_{γ} с известным спектром γ -излучения можно рассчитать по приведенной выше формуле или определить экспериментально. Значения ионизационных постоянных для известных радиоактивных изотопов приведены в справочниках. Для наиболее распространенных γ -излучателей ⁶⁰Со, ²²⁶Ра и ¹³⁷Сs, гамма-постоянные равны соответственно 12,9, 8,4 и 3,44 р/час*мкюри*см.

Для радиоактивных изотопов, распадающихся в дочерний нестабильный изотоп, необходимо в гамма-постоянной учесть γ -излучение всех образующихся дочерних продуктов.

Ионизационная гамма-постоянная, отнесенная к активности в 1 мкюри материнского изотопа, с учетом γ -излучения всех дочерних продуктов определяется по формуле

$$K_{\gamma} = K_{\gamma_1} + \sum_{i=2} K_{\gamma_i} \eta_i.$$

Ионизационная гамма-постоянная, отнесенная к сумме активностей материнского изотопа и всех дочерних изотопов K'_{γ} , рассчитывается по формуле

$$K'_{\gamma} = \frac{K_{\gamma_1} + \sum_{i=2} K_{\gamma_i} \eta_i}{1 + \sum_{i=2} \eta_i}$$

В этих формулах K_{γ_1} – гамма-постоянная материнского изотопа; K_{γ_i} – гамма-постоянная (i – 1)-го дочернего изотопа; (n – 1) – число дочерних изотопов в цепочке распада; индексы при гамма-постоянных и значениях η указывают на место радиоактивного изотопа в цепочке распада, начиная с материнского изотопа; η_i – поправочный коэффициент для (i – 1)-го дочернего изотопа.

Поправочный коэффициент η_i характеризует отношение активностей (i – 1)-го дочернего продукта к материнскому

$$\eta_i = \frac{N_i \lambda_i}{N_1 \lambda_1},$$

где λ_1 , λ_i – постоянные радиоактивного распада материнского и (i – 1)-го дочерних продуктов соответственно; N_1 и N_i – числа радиоактивных атомов материнского и (i – 1)-го дочернего продукта соответственно.

При использовании известных значений гамма-постоянной K_{γ} (для конкретного радионуклида) расчет экспозиционной дозы существенно упрощается, т.к. формула принимает вид:

$$X_{\gamma} = \frac{AK_{\gamma}t}{r^2} \text{ р},$$

где А – мКи, t – часы, r – см.

С учетом рассеяния и поглощения излучения формула принимает вид:

$$X_{\gamma} = \frac{AK_{\gamma}t}{r^2} \sum_i^n n_i B_{D,i} e^{-\mu_i r},$$

где $B_{D,i}$ – дозовый фактор накопления.

Для вычисления поглощенной дозы D в объекте облучения с массовым коэффициентом истинного поглощения $\mu'_e(Z)$ обычно пользуются значением X , вычисленным или измеренным в условиях электронного равновесия. Тогда

$$D = 0,88 \frac{\mu'_e(Z)}{\mu'_e(\text{воздух})} * X = fX.$$

Радиоактивность A , выраженная в единицах кюри, не позволяет сравнивать дозиметрические характеристики различных радионуклидов. Поэтому в дозиметрии для выражения радиоактивности используют понятие гамма-эквивалент M смысл которого заключается в тождественности мощностей доз от γ -излучателей исследуемого и стандартного излучателей. За стандартную единицу гамма-эквивалента M принят миллиграмм-эквивалент радия. С учетом последнего значения можно выразить радиоактивность A для γ -излучающего радионуклида с гамма-постоянной K_γ в единицах гамма-эквивалента M , причём $8,4M = AK_\gamma$.

Замечание. Экспериментально было установлено, что точечный источник Ra с фильтром из платины толщиной 0.5 мм и активностью 1 Мкюри, находящийся в равновесии со всеми продуктами распада, создает на расстоянии 1 см мощность экспозиционной дозы равную 8.4 р/ч.

Если известен гамма-эквивалент γ -излучающего радионуклида, то расчет экспозиционной дозы радиоактивного облучения существенно упрощается с использованием соотношения:

$$D_\gamma = \frac{8,4Mt}{r^2}$$

Для определения гамма - эквивалента в мг*экв Ra любого радионуклида активностью A мкюри, следует умножить величину этой активности на отношение γ - постоянной данного радионуклида к γ - постоянной

$$\text{точечного источника Ra } K_{\gamma, Ra} = 8,4 \left[\frac{p * \text{см}^2}{q * \text{мКи}} \right].$$

Переход к энергии, поглощенной в одном кубическом сантиметре воздуха за единицу времени, т.е. к мощности экспозиционной дозы излучения, осуществляется через коэффициент передачи энергии u и интенсивность J : $X^* = J * K_\gamma \left[\frac{\text{эрг}}{\text{см}^3 \text{с}} \right]$ или $X^* = \frac{JK_\gamma}{0,114} \left[\frac{p}{c} \right]$

Плотность потока излучения от точечного источника на расстоянии r равна:

$$J = \frac{A * 3,7 * 10^7}{4\pi * r^2} K_\gamma \left[\frac{\text{квант}}{\text{см}^2 * \text{с}} \right]$$

где $3,7 * 10^7$ - число распадов в одну секунду, соответствующее одному микрокюри.

Если между источником гамма-квантов и мишенью расположен защитный экран (например, слой свинца) толщиной d , то доза:

$$D = \frac{AK_\gamma t}{r^2} e^{-\mu d}$$

где μ - коэффициент ослабления излучения в материале экрана.

Табл.2. Массовые и линейные коэффициенты ослабления и истинного поглощения γ -излучения в воздухе (Состав воздуха по массе: N – 7,55, O – 2,32, Ar – 0,013; $\rho = 1,293 * 10^{-3} \text{ г/см}^3$).

Отказ в современных ГОСТ РФ от понятия экспозиционной дозы обусловил целесообразность замены γ -постоянной на постоянную мощности воздушной кермы (керма-постоянная). Керма-постоянная Γ_δ - отношение мощности воздушной кермы K (создаваемой фотонами с энергией больше заданного порогового значения δ . От точечного изотропно излучающего источника данного радионуклида, находящегося в вакууме) на расстоянии r от источника,

Еч, Мэв	Коэффициенты ослабления		Коэффициенты истинного поглощения	
	$\mu', \text{см}^2/\text{г}$	$\mu \cdot 10^{-3}, \text{см}^{-1}$	$\mu'_e, \text{см}^2/\text{г}$	$\mu_e \cdot 10^{-3}, \text{см}^{-1}$
0,01	5,09	6,581	4,54	5,87
0,015	1,59	2,056	1,25	1,616
0,020	0,764	0,988	0,502	0,649
0,030	0,349	0,451	0,145	0,188
0,040	0,245	0,317	0,0622	0,0804
0,050	0,204	0,264	0,0376	0,0486
0,06	0,186	0,240	0,0287	0,0371
0,08	0,166	0,215	0,0234	0,0303
0,10	0,155	0,200	0,0231	0,0299
0,142	0,139	0,180	—	—
0,15	0,136	0,176	0,0249	0,0322
0,20	0,123	0,159	0,0266	0,0344
0,279	0,109	0,141	—	—
0,30	0,107	0,138	0,0287	0,0371
0,40	0,0954	0,123	0,0295	0,0381
0,412	0,094	0,121	—	—
0,50	0,0868	0,112	0,0299	0,0387
0,60	0,0804	0,104	0,0296	0,0383
0,661	0,078	0,101	—	—
0,80	0,0706	0,0913	0,0288	0,0372
1,00	0,0635	0,0821	0,0279	0,0361
1,25	0,056	0,0724	—	—
1,5	0,0517	0,0668	0,0255	0,0330
2,0	0,0445	0,0575	0,0234	0,0303
2,75	0,037	0,0478	—	—
3,0	0,0357	0,0462	0,0205	0,0265
4,0	0,0307	0,0397	0,0185	0,0239
5,0	0,0274	0,0354	0,0173	0,0224
6,0	0,0250	0,0323	0,0163	0,0211
8,0	0,0220	0,0284	0,0150	0,0194
10,0	0,0202	0,0261	0,0143	0,0185

умноженной на квадрат этого расстояния, к активности радионуклида А источника: $\Gamma_{\delta} = K_{\delta}^2 / A$. Предпочтительная единица керма-постоянной $a\Gamma \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$. (множитель а (атто) = 10^{-18}). Нетрудно показать, что **числовое значение керма-постоянной в $a\Gamma \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$ в 6,55 раза больше числового значения γ -постоянной, выраженной в $\text{Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{ч} \cdot \text{МКи})$.**

В свое время в дозиметрию был введен радиевый γ -эквивалент препарата, введенный для сравнения ионизационного действия по мощности экспозиционной дозы фотонного излучения радионуклидов и стандартного источника радия в равновесии с основными дочерними продуктами распада. Величину γ -эквивалента и единицу ее - миллиграмм эквивалент радия (мг-экв. Ra) - ГОСТ не предусматривает. Естественно, что эту нестандартизованную, но практически нужную величину следовало заменить на соответствующую величину, не привязанную к радю и к изъятой из обращения экспозиционной дозе. Новая величина, как и керма-постоянная, определена по мощности воздушной кермы и названа керма-эквивалентом. Керма-эквивалент K_e - мощность воздушной кермы К фотонного излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения δ точечного изотропно излучающего источника, находящегося в вакууме, на расстоянии r от источника, умноженная на квадрат этого расстояния: $K_e = K_{\delta} r^2$. Единица керма-эквивалента - грэй на метр в квадрате в секунду ($\text{Гр} \cdot \text{м} / \text{с}$). Предпочтительная единица - $a\Gamma \cdot \text{м} / \text{с}$. Нетрудно показать, что **числовое значение керма-эквивалента в $n\Gamma \cdot \text{м} / \text{с}$ (множитель н (нано) = 10^{-9}) в 2,04 раза больше числового значения радиевого γ -эквивалента, выраженного в мг-экв. Ra.**

Удобство использования воздушной кермы для керма-постоянной и керма-эквивалента обусловлено тем, что единица СИ кермы имеет простое целочисленное соотношение с внесистемной единицей (1 рад = 10 Гр), керма применима для определения полей как фотонов, так и нейтронов в любом диапазоне доз и энергий излучения, не вводит неоднозначных параметров в расчеты, а воздушная керма для γ -излучения радионуклидных источников с погрешностью до 1% совпадает с поглощенной дозой в воздухе при наличии электронного равновесия.

Попутно заметим, что использование единицы беккерель для активности более естественно, чем использование искусственной единицы активности кюри, и что единицы грэй для поглощенной дозы и зиверт для эквивалентной дозы имеют простое целочисленное соотношение с внесистемными единицами рад и бэр (1 рад = 10^{-2} Гр; 1 бэр = 10^{-2} Зв), а экспозиционная доза и ее единицы изъяты из обращения.

Постоянная мощности воздушной кермы радионуклида (керма-постоянная, Γ_{δ}) - отношение мощности воздушной кермы - K_{δ} , создаваемой фотонами с энергией больше заданного порогового значения δ от точечного изотропно-излучающего источника данного радионуклида, находящегося в вакууме, на расстоянии l от источника, умноженной на квадрат этого расстояния, к активности А источника: $\Gamma_{\delta} = K_{\delta} l^2 / A$. Размерность $\text{Гр} \cdot \text{м}^2 / \text{Бк} \cdot \text{с}$

$$\frac{1a\Gamma \cdot \text{м}^2}{\text{с} \cdot \text{Бк}} = 6,554 \frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{МКи}}$$

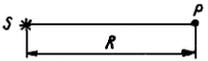
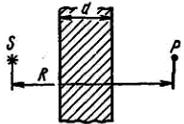
Керма-эквивалент источника, K_e - мощность воздушной кермы фотонного излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения δ точечного изотропно-излучающего источника, находящегося в вакууме, на расстоянии от источника, умноженная на квадрат этого расстояния.

Размерность $\text{Гр} \cdot \text{м}^2 / \text{с}$.

$1n\Gamma \cdot \text{м}^2 / \text{с} \approx 2 \text{ мг-экв. Ra}$ (н – нано - 10^{-9})

Примечание. Согласно РД 50-454-84 керма-эквивалент источника вводится вместо широко использовавшегося на практике гамма-эквивалента с внесистемной единицей миллиграмм-эквивалент радия (мг-экв. Ra). 1 мг-экв. $\approx 0,5 n\Gamma \cdot \text{м}^2 / \text{с}$

Табл. 3. Формулы для расчета дозных полей от источников различной формы.

Источник	Геометрия	Расчетные формулы	
Точечный изотропный источник активностью Q мкюри	1. Источник без защиты 	$P = \frac{Q \cdot 3,7 \cdot 10^7 \sum_i \eta_i h\nu_i \gamma_i 3,6 \cdot 10^8}{4\pi R^2 W}$ $P = \frac{QK_\gamma}{R^2}, D = \frac{QK_\gamma t}{R^2};$ $P = \frac{M \cdot 8,4}{R^2}; D = \frac{M \cdot 8,4t}{R^2},$	где η_i — число γ -квантов i -й энергии на один распад; $h\nu_i$ — энергия γ -квантов, Мэв; γ — коэффициент истинного поглощения; W — энергетический эквивалент рентгена, Мэв/(см ² возд·р); $8,4$ — гамма-постоянная Ra ; t — время, ч.
	2. Источник в бесконечной защитной среде 	1. Источник монохроматический $P = \frac{QK_\gamma}{d^2} e^{-\mu d} B_D,$ $P = \frac{QK_\gamma}{d^2} e^{-\mu d} (A_1 e^{-\alpha_1 \mu d} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu d}),$ $P = \frac{QK_\gamma}{d^2} (A_1 e^{-\nu_1 d} + A_2 e^{-\nu_2 d}).$ 2. Источник немонахроматический $P = \frac{Q}{d^2} \sum_i K_{\gamma i} e^{-\nu_i d} B_{Di}.$	
	3. Источник экранирован защитным барьером толщиной d 	1. Источник монохроматический $P = \frac{QK_\gamma}{R^2} e^{-\mu d} B_{D\infty}$ 2. Источник немонахроматический $P = \frac{Q}{R^2} \sum_i K_{\gamma i} e^{-\nu_i d} B_{Di\infty}$	

1.3. Дозные поля от источников различных форм

Далеко не всегда источники радиации имеют плоскую или «точечную» форму. Часто они образуют в пространстве довольно сложную конфигурацию, причем радиационное поле создают радионуклиды с различными (и сложными) схемами распада. Более того, для создания равномерного поля доз в объеме облучаемого тела приходится прибегать к размещению препаратов — источников γ -излучения — на поверхности цилиндра. Например, источник, содержащий 10000 кюри ^{60}Co при диаметре и высоте цилиндра в 20 см, дает в центре мощность дозы 300000 р/час.

Табл.3. (Продолжение)

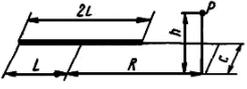
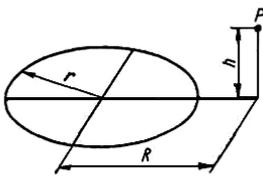
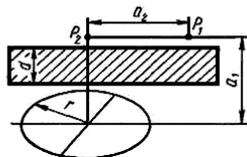
Источник	Геометрия	Расчетные формулы
Линейный источник с равномерно распределенной активностью по длине источника. Полная активность источника Q мкюри. Удельная активность $q = \frac{Q}{2L}$ мкюри/см	1. Источник без защиты 	$P = \frac{QK_\gamma}{2L} \frac{1}{\sqrt{h^2 + c^2}} \left(\arctg \frac{L-R}{\sqrt{h^2 + c^2}} + \arctg \frac{L+R}{\sqrt{h^2 + c^2}} \right)$ Ч а с т н ы е с л у ч а и 1. $c = 0$ $P = \frac{QK_\gamma}{2Lh} \left(\arctg \frac{L-R}{h} + \arctg \frac{L+R}{h} \right)$ 2. $c = 0, R = 0$ $P = \frac{QK_\gamma}{Lh} \arctg \frac{L}{h}, \quad P = \frac{2qK_\gamma}{h} \arctg \frac{L}{h}$ Примечание. При $h > 3L$ $P \approx \frac{QK_\gamma}{h^2}$. 3. $c = 0, h = 0$ а) без учета самопоглощения $P = \frac{QK_\gamma}{R^2 - L^2}$ Примечание. При $R > 3L$ $P \approx \frac{QK_\gamma}{R^2}$. б) с учетом самопоглощения: 1) точка детектирования находится вблизи источника ($R < 3L$) $P = \frac{QK_\gamma}{2L} e^{\nu_s(R-L)} \left\{ \frac{1}{R-L} E_2[\nu_s(R-L)] - \frac{1}{R+L} E_2[\nu_s(R+L)] \right\}.$ Примечание. $E_2(z) = e^{-z} - z[-E_1(-z)]$ — табулированная функция. 2) точка детектирования находится далеко от источника ($R > 3L$) $P = \frac{QK_\gamma}{R^2} \frac{1}{2\nu_s L} (1 - e^{-2\nu_s L}),$ $P = \frac{QK_\gamma}{R^2} F_n(\nu_s L).$ Примечание. $F_n(\nu_s L)$ — табулированный коэффициент самопоглощения для линейного источника.

Табл.3. (Продолжение).

Источник	Геометрия	Расчетные формулы
<p>Круговой источник с равномерно распределенной активностью по длине окружности. Полная активность Q мкюри. Удельная активность $q = \frac{Q}{2\pi r}$ мкюри/см</p>	<p>1. Источник без защиты</p>  <p>2. Источник экранирован защитным экраном толщиной d. Плоскость источника параллельна плоскости защиты</p> 	$P = \frac{QK_{\gamma}}{\sqrt{(R^2 - r^2)^2 + 2h^2(R^2 + r^2) + h^4}}$ <p>Ч а с т н ы е с л у ч а и</p> <p>1. $R = 0$</p> $P = \frac{QK_{\gamma}}{h^2 + r^2}$ <p>2. $R = r$</p> $P = \frac{QK_{\gamma}}{h\sqrt{h^2 + 4r^2}}$ <p>3. $h = 0$</p> $P = \frac{QK_{\gamma}}{R^2 - r^2}$ $P_2 = \frac{QK_{\gamma}}{r^2 + a_1^2} \sum_{i=1}^2 A_i e^{-\mu_i d} \frac{\sqrt{r^2 + a_1^2}}{a_1}$ $P_1 = \frac{QK_{\gamma}}{\pi r^2} \sum_{i=1}^2 A_i F\left(\frac{a_1}{r}; \frac{a_2}{r}; \mu_i d\right)$

Расчет дозового поля от протяженных и многочисленных источников многокомпонентных излучений – весьма сложная задача. Мы ограничимся несколькими примерами.

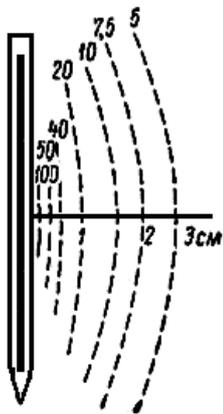


Рис. 2. Изодозы линейного источника (меридиональная плоскость).

В приведенных ниже формулах размерность мощности экспозиционной дозы определяется размерностью гамма-постоянной K_{γ} , т.е. выражается в рентгенах в час. Линейный коэффициент ослабления в защите обозначен μ , линейный коэффициент ослабления в источнике - μ_s . Многократное рассеяние в защите или источнике учитывается фактором накопления:

$$B = A_1 e^{-\alpha_1 \mu d} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu d},$$

где константы A_i и α_i находятся из таблиц.

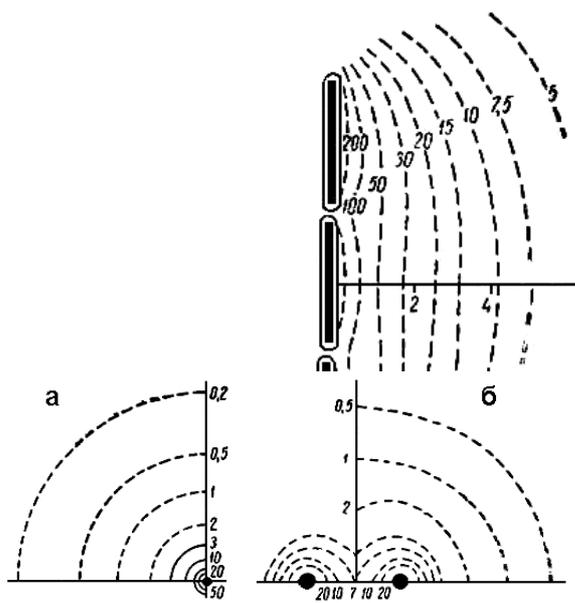
Расчетные формулы для определения мощности экспозиционной дозы от источников различных форм после защиты даны с учетом многократного рассеяния в защите.

Значения μ_i равны:
при $i=1$: $\mu_1 = \mu(1 + \alpha_1)$

при $i=2$: $\mu_2 = \mu(1 + \alpha_2)$

Положение источника обозначается буквой S, положение точки детектирования – буквой P. Все размеры в формулах даны в сантиметрах.

Рис.3 и Рис.4 . Изодозы линейного источника (меридиональная плоскость)



На Рис. дано несколько примеров построения изодоз для линейных препаратов радия. Рис.2 изображает изодозы в рентгенах в час для платиновой иглы 60 мм длиной и толщиной 5 мм; активная длина препарата 50 мм, количество радия 5 мг. На Рис.3 представлены изодозы для платиновой иглы 19 мм длиной, толщина платины 0,5 мм, количество радия 1 мг, активная длина препарата 10 мм. На Рис.4 представлены изодозы от цепочки из трех игл, общей длиной 10 см с содержанием радия 30 мг. На Рис.5 изображены изодозы в плоскости, перпендикулярной оси препарата, иглы длиной 32 мм, содержащей 1 мг радия; толщина платиновых стенок 1 мм. На Рис. 6 приводятся изодозы для двух параллельно расположенных платиновых игл; содержание радия 1 мг, толщина стенок 2 мм, расстояние между осями 3 см.

Рис. 5. Изодозы линейного источника (экваториальная плоскость): а) Одна игла; б) Две иглы

1.4. Компьютерные расчеты доз

В настоящее время для практических расчетов используются пакеты прикладных программ, адаптированные к персональным компьютерам. Примером служить пакет Mercurad, предназначенный для трёхмерного моделирования различных сценариев при расчётах мощности дозы гамма-излучения от различных источников. В её основу положен алгоритм вычисления мощности дозы MERCURE, разработанный Комиссией по атомной энергии Франции (СЕА). В алгоритм, используемый для вычисления мощности дозы, включена мощная функция для вычисления коэффициента накопления. Она обеспечивает вычисление коэффициентов накопления для составных защит и мощности дозы как по списку активностей радиоизотопов, так и по списку гамма-линий с соответствующей интенсивностью излучения; вычисления могут также быть выполнены на основе энергетических групп. Определение энергетических групп осуществляется автоматически при проведении вычислений по списку изотопов. Программа способна обрабатывать до 195 групп в диапазоне от 15 кэВ до 10 МэВ, в то время как предыдущая версия программы была ограничена 25 группами в диапазоне от 100 кэВ до 9 МэВ.

Табл.3. (Продолжение).

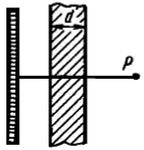
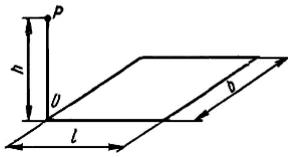
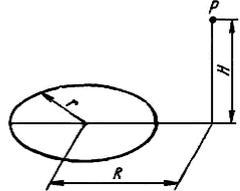
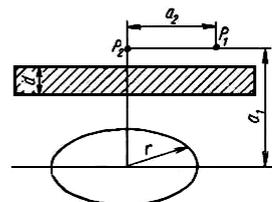
Источник	Геометрия	Расчетные формулы
Источник в виде бесконечной плоскости с равномерно распределенной по поверхности активностью. Удельная активность q мкюри/см ²	Источник экранирован бесконечной пластиной толщиной d . Плоскость источника параллельна плоскости защиты 	$P = 2\pi q K_{\gamma} \sum_{i=1}^2 A_i [E_i (\mu_i d)].$
Источник в виде прямоугольной пластины конечных размеров с равномерно распределенными точечными изотропными источниками по поверхности. Удельная активность q мкюри/см ²	1. Источник без защиты. ОР перпендикулярно плоскости источника 	$P = q K_{\gamma} g(m, n)$ $n = \frac{b}{l} \cdot \frac{1}{m} = \frac{h}{l}.$ <small>Примечание. Если проекция детектора на плоскость источника не приходится на точку O, то мощность дозы определяется исходя из правила аддитивности.</small>

Табл.3. (Продолжение).

Источник	Геометрия	Расчетные формулы
Источник в виде диска с равномерно распределенными по поверхности точечными изотропными источниками. Удельная активность q мкюри/см ²	1. Источник без защиты 	$P = \pi q K_{\gamma} \times \ln \frac{H^2 + r^2 - R^2 + \sqrt{r^4 + 2r^2(H^2 - R^2) + (H^2 + R^2)^2}}{2H^2}.$ Частные случаи 1. $R = 0$ $P = \pi q K_{\gamma} \ln \frac{H^2 + r^2}{H^2}.$ 2. $R = r$ $P = \pi q K_{\gamma} \ln \frac{H + \sqrt{4r^2 + H^2}}{2H}.$ 3. $H = 0$ $P = \pi q K_{\gamma} \ln \frac{R^2}{R^2 - r^2}.$
	2. Источник экранирован бесконечной пластиной толщиной d . Плоскость источника параллельна плоскости защиты 	$P_1 = 2q K_{\gamma} \sum_{i=1}^2 A_i V_i \left(\frac{a_1}{r}; \frac{a_2}{r}; \mu_i d \right),$ $P_2 = 2\pi q K_{\gamma} \sum_{i=1}^2 A_i \left[E_i (\mu_i d) - E_i \left(\mu_i d \frac{\sqrt{a_1^2 + r^2}}{a_1} \right) \right].$

Одна из сильных сторон программы Mercurad состоит в её возможности обрабатывать – в режиме автоматических вычислений – большое количество точек измерения: например, можно одновременно обчислить 100 различных точек. Благодаря этому сценарий можно обработать с беспрецедентной точностью. Для достижения наивысшей точности вычисления выполняются последовательно; во время вычислений выводится специальное окно, позволяющее следить за процессом вычислений (например, контролировать сходимость).

Программа обладает дружелюбным, интуитивно понятным интерфейсом. Геометрические, химические и атомные параметры вводятся при построении сценария по маскам и в определяемой компьютером последовательности: размеры объемных элементов, химический состав, плотность, радиоактивные источники, взаимосвязь источников. Оператор в любой момент может создать собственную сцену или воспользоваться ранее сохранёнными данными для построения сложных структур, используя при этом обычные химические составы (бетон, нержавеющую сталь, имеющиеся сплавы и т.д.).