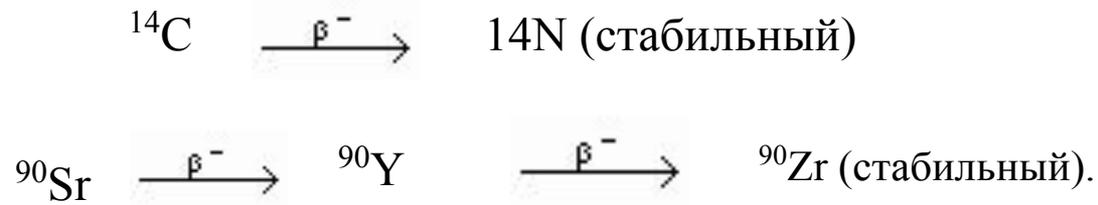


Равновесие при радиоактивном распаде

Нуклиды, имеющие избыток энергии покоя, реализуют ее путем распада, испуская α -, β -, γ -кванты и другие частицы, или разделяются на два более легких ядра (осколка). Свойство ядер спонтанно испускать какие-либо частицы называют радиоактивностью, а сами ядра, испытывающие такой распад, — радиоактивными. Распадающийся нуклид обычно называют материнским ядром, а образовавшийся новый нуклид — дочерним. При этом дочерний нуклид может быть как стабильным, так и радиоактивным.



Если при распаде нуклида образуется дочернее радиоактивное ядро со своим периодом полураспада, то говорят, что эти нуклиды связаны *генетически*. В этом случае количество дочернего нуклида в любой момент времени можно найти, рассмотрев уравнения, описывающие процесс распада

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1, \quad \frac{dN_2}{dt} = \lambda_1 N_1 - \lambda_2 N_2,$$

где N_1 и N_2 — количество материнского и дочернего нуклидов в образце соответственно, а λ_1 и λ_2 — их постоянные распада; dN_1 и dN_2 — скорости изменения количества материнского и дочернего ядер.

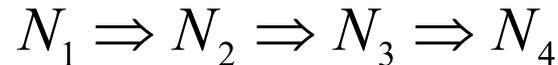
$$N_2 = \frac{\lambda_1 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + N_{02} e^{-\lambda_2 t}, \quad A_2 = \lambda_2 N_2 = \frac{\lambda_1 \lambda_2 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}) + \lambda_2 N_{02} e^{-\lambda_2 t}.$$

Равновесие при радиоактивном распаде

Если при $t=0$ $N_{20} = 0$, то:

$$N_2 = \frac{\lambda_1 N_{01}}{\lambda_2 - \lambda_1} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t}). \quad (1)$$

Если внучатый нуклид нестабилен и распадается



Тогда:

$$\frac{dN_3^{(+)}}{dt} = \lambda_2 N_2 - \lambda_3 N_3, \quad \frac{dN_3^{(+)}}{dt} + \lambda_3 N_3 = \frac{\lambda_1 \lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} (e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})$$

Решая неоднородное линейное диф. уравнение первого порядка, получим:

$$N_3 = \lambda_1 \lambda_2 \left[\frac{e^{-\lambda_1 t}}{(\lambda_2 - \lambda_1)(\lambda_3 - \lambda_1)} + \frac{e^{-\lambda_2 t}}{(\lambda_1 - \lambda_2)(\lambda_3 - \lambda_2)} + \frac{e^{-\lambda_3 t}}{(\lambda_1 - \lambda_3)(\lambda_2 - \lambda_3)} \right] N_{10}$$

Равновесие при радиоактивном распаде

В общем виде для n-го нуклида в радиоактивной цепочке:

$$N_n = \lambda_1 \lambda_2 \lambda_{n-1} \left[\frac{e^{-\lambda_1 t}}{(\lambda_2 - \lambda_1)(\lambda_3 - \lambda_1) \dots (\lambda_n - \lambda_1)} + \dots + \frac{e^{-\lambda_n t}}{(\lambda_1 - \lambda_n)(\lambda_2 - \lambda_n) \dots (\lambda_{n-1} - \lambda_n)} \right] N_{10}$$

$$\dot{A}_n = N_n \lambda_n$$

Частные случаи радиоактивного равновесия

- I. Период полураспада материнского нуклида много больше периода полураспада дочернего нуклида (**Стационарное или вековое равновесие**)

$$\lambda_2 \gg \lambda_1$$

Тогда уравнение (1) примет вид:

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2} N_{10} (1 - e^{-\lambda_2 t})$$

В установлении радиоактивного равновесия определяющую роль играет период полураспада дочернего нуклида

При вековом равновесии – $t \rightarrow \infty$

$$\lambda_1 N_1 = \lambda_2 N_2; \dot{A}_1 = \dot{A}_2$$

При радиоактивном равновесии в определенный промежуток времени число образующихся атомов N_2 равно числу распадающихся. Так как λ_2 велико, можно принять $\dot{A}_1 \approx \dot{A}_{10}$

Суммарная активность \dot{A} равна

$$\dot{A} = \dot{A}_1 + \dot{A}_2 = \dot{A}_{10} + \dot{A}_{10} - \dot{A}_{10} e^{-\lambda_2 t}$$

При установлении векового равновесия $t \rightarrow \infty$

$$\dot{A} = \sum_i^n A_i$$

Полученное соотношение имеет большое значение для оценки радиоактивных рядов, в которых материнский радионуклид является долгоживущим.

При установлении векового равновесия

$$\dot{A}_1 = \dot{A}_2 = \dot{A}_3 = \dots = \dot{A}_n$$

Таким образом, в условиях наступления равновесия общая активность препарата равна активности исходного продукта, умноженная на число звеньев в радиоактивной цепочке.

II. Период полураспада материнского нуклида больше, чем период полураспада дочернего нуклида (**подвижное равновесие**). $\lambda_2 > \lambda_1$

В этом случае распадом материнского нуклида нельзя пренебречь и формула (1) справедлива в полной форме:

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} N_{10} e^{-\lambda_1 t} (1 - e^{-(\lambda_2 - \lambda_1)t}) = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} (1 - e^{-(\lambda_2 - \lambda_1)t})$$

Из формулы видно, что радиоактивное равновесие достигается, если

$$\left[1 - e^{-(\lambda_2 - \lambda_1)t} \right] = 1$$

Т.е., практически после момента времени

$$t > 10 \frac{T_{1/2}^1 T_{1/2}^2}{T_{1/2}^1 - T_{1/2}^2}$$

При этом условии можно принять, что:

$$\frac{N_2}{N_1} = \frac{\lambda_1}{\lambda_2 - \lambda_1} = \frac{T_{1/2}^2}{T_{1/2}^1 - T_{1/2}^2}$$

III. Период полураспада материнского нуклида меньше периода полураспада дочернего нуклида $\lambda_1 > \lambda_2$

Для числа атомов N_2 дочернего нуклида в момент времени t в случае, если в начальный момент ($t=0$) $N_{20} = 0$ имеем:

$$N_2 = \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} N_{10} e^{-\lambda_2 t} (1 - e^{-(\lambda_1 - \lambda_2)t})$$

При $e^{-(\lambda_1 - \lambda_2)t} \ll 1$ наблюдается только распад дочернего нуклида.

Радиоактивного равновесия не достигается!

Характеристики поля ионизирующих излучений и единицы их измерения

Дифференциальные характеристики

1. Поток ионизирующих частиц F есть отношение числа частиц dN , проходящих через данную поверхность за интервал времени dt

$$F = \frac{dN}{dt}, \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$$

2. Поток энергии ионизирующего излучения F_w

$$F_w = \frac{dE}{dt}, \text{ Вт м}^{-2}$$

3. Флюенс ионизирующих частиц Φ – отношение числа частиц dN , проникающих в элементарную сферу к площади центрального сечения этой сферы

$$\Phi = \frac{dN}{dS}, \text{ м}^{-2}$$

4. Флюенс энергии ионизирующего излучения Φ_w

$$\Phi_w = \frac{dE}{dS}, \text{ Дж м}^{-2}$$

5. Плотность потока ионизирующих частиц φ

$$\varphi = \frac{dF}{dS} = \frac{dN}{dt}, \frac{1}{2}$$

- Приращение флюенса dF за интервал времени dt

6. Плотность потока энергии ионизирующего излучения

$$I = \frac{dF_w}{dS}, \frac{\partial \mathcal{E}}{2}$$

Для моноэнергетического излучения с энергией E

$$I = \varphi E, \frac{\partial \mathcal{E}}{cm^2}$$

Дозовые (интегральные) характеристики

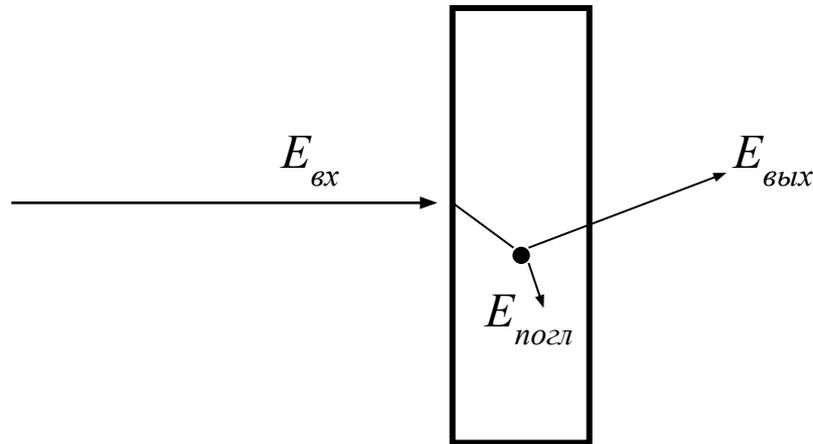
1. **Поглощенная доза** – энергия ионизирующего излучения, которая поглощается (преобразуется в тепловую) в данном количестве вещества к массе этого количества вещества

$$D_p = \frac{dE_{\text{погл}}}{dm}, \frac{\text{Дж}}{\text{кг}}, \text{ рад}; \frac{100 \text{ эрг}}{\text{г}} ()$$

$$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$$

Под энергией в определении поглощенной дозы понимается

$$dE_{\text{погл}} = E_{\text{вх}} - E_{\text{вых}}$$



Мощность поглощенной дозы

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}, \frac{Bm}{кг}, \text{---}$$

$$D = \int_{t_1}^{t_2} \dot{D}(t) dt, \quad \text{Если } \dot{D}(t) = const \quad D = \dot{D}(t_2 - t_1)$$

Один и тот же флюенс излучения создает различную поглощенную дозу в различных материалах, что определяется составом вещества-поглотителя и процессом взаимодействия с веществом

2. **Керма (kinetic energy released in material)** - отношение суммы первоначальных кинетических энергий dE_k всех заряженных ионизирующих частиц, образовавшихся под действием КИИ в элементарном объеме вещества к массе dm вещества в этом объеме

$$K = \frac{dE_k}{dm}; \quad \dot{K} = \frac{dK}{dt}$$

Керма используется для оценки воздействия на среду косвенно ионизирующего излучения (КИИ)
- Определяется кинетической энергией вторичных заряженных частиц

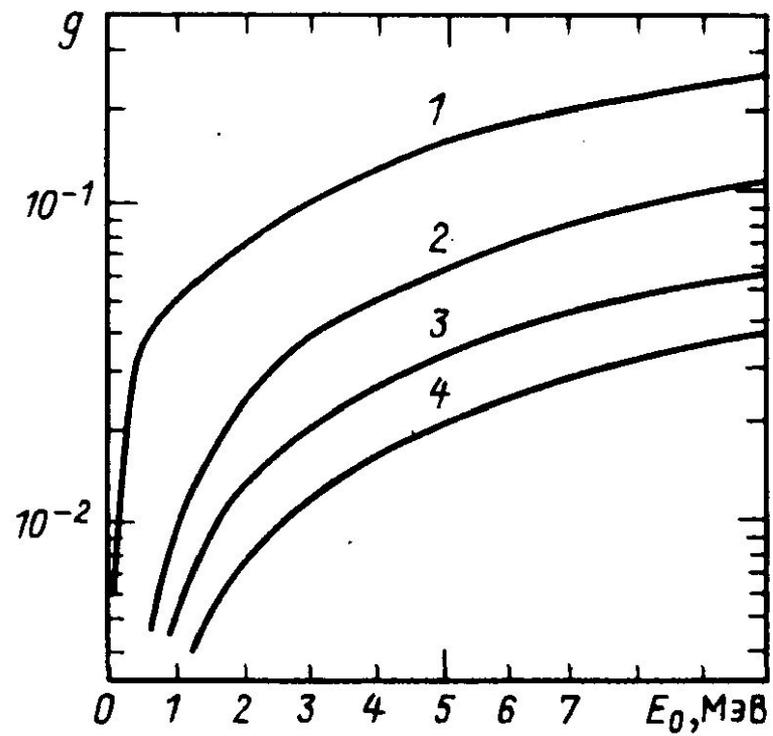
Единица измерения Кермы - Гр и рад

Керма определяется кинетической энергией вторичных заряженных частиц, в том числе и той ее частью, которая расходуется затем на тормозное излучение. Таким образом, керма для моноэнергетического пучка фотонного излучения может быть представлена в виде суммы двух членов:

$$K = K_1 + K_2 = \mu_{\rho\text{пог}} \Phi_W + (\mu_{\rho\text{пер}} \Phi - \mu_{\rho\text{пог}}) W = \mu_{\rho\text{пер}} W$$

где K_1 — компонента кермы, обусловленная кинетической энергией заряженных частиц, затраченной на ионизацию и возбуждение при взаимодействии (столкновении) частиц первичного излучения с атомами среды; K_2 — компонента кермы, обусловленная кинетической энергией заряженных частиц, затраченной на тормозное излучение; $\mu_{\rho\text{пог}}$, $\mu_{\rho\text{пер}}$ — массовые коэффициенты поглощения энергии и передачи энергии фотонного излучения соответственно; Φ_W — флюенс энергии излучения. Определим долю энергии вторичных заряженных частиц $g = K_2 / K$, переходящую в тормозное излучение. Учитывая, что $\mu_{\rho\text{пог}} = \mu_{\rho\text{пер}} (1 - g)$, нетрудно определить:

$$g = K_2 / K = (\mu_{\rho\text{пер}} - \mu_{\rho\text{пог}}) / \mu_{\rho\text{пер}}$$



1 – Pb ; 2 – Fe; 3 – Al; 4 - воздух

3. Эквивалентная доза

Различные виды излучений создают ионы с неодинаковым пространственным распределением. Тяжелые заряженные частицы создают более плотную дорожку ионов, чем легкие

Линейная передача энергии - величина, учитывающая распределение энергии – отношение энергии, переданной среде заряженной частицей вследствие столкновений при её перемещении на расстояние dl , к этому расстоянию

$$L_{лпэ} = \frac{dE}{dl}$$

Для сравнения биологических эффектов, вызываемых различными видами излучения введено понятие **относительной биологической эффективности**

$$ОБЭ = \frac{D_o}{D_x} -$$

- отношение поглощенной дозы образцового излучения D_o , вызывающего определенный биологический эффект к поглощенной дозе данного излучения D_x , вызывающего такой же биологический эффект

Образцовый источник – R-излучение с напряжением генерирования 180-250 кВ

и $L_{лпэ} = 3 \text{кэВ/мкм}$ H_2O

ОБЭ зависит от вида излучения, наблюдаемой биологической реакцией, распределения ИИ во времени, индивидуальных особенностей биологического объекта и т.д. Это вносит неопределенность в ОБЭ.

Для контроля степени радиационной опасности при хроническом облучении в малых дозах (до 5 ПДД) установлены регламентированные значения ОБЭ, так называемые

коэффициенты качества

k – безразмерный коэффициент, определяющий зависимость неблагоприятных биологических последствий облучения человека в малых дозах от ЛПЭ излучения

Коэффициент качества представляет собой регламентированное значение ОБЭ, установленное для контроля степени радиационной опасности при хроническом облучении. Безразмерная единица коэффициента качества — Зв/Гр.

Этот коэффициент определяет зависимость неблагоприятных биологических последствий облучения человека в малых дозах от полной линейной передачи энергии (ЛПЭ) излучения.

Зависимость коэффициента качества излучения ***k*** от полной ЛПЭ решением Национальной комиссии по радиационной защите СССР (НКРЗ) установлена.

Зависимость коэф. качества от ЛПЭ

$$k(L) = \frac{1}{2,31 \cdot 10^{-4} L} [1 - \exp(-2,14 \cdot 10^{-4} L - 4,75 \cdot 10^{-5} L^2)]$$

Зависимость коэффициента качества k от ЛПЭ

ЛПЭ, кэВ/мкм	k , Зв/Гр	ЛПЭ, кэВ/мкм	k , Зв/Гр	ЛПЭ, кэВ/мкм	k , Зв/Гр
0,4	1	20	5	430	10
3	1,5	47	10	870	5
10	3	155	20	4300	1
				и более	и менее

Среднее значение коэффициента качества излучения определяется по формуле

$$\bar{k} = \frac{1}{D} \int_0^{\infty} \frac{dD(L)}{dL} k(L) dL,$$

где $dD(L)/dL$ — распределение поглощенной дозы D по полной линейной передаче энергии L ; $k(L)$ — приведенная выше зависимость.

Коэффициенты качества для разных видов ионизирующих излучений k , Зв/Гр

Фотоны		Нейтроны		Электроны		β-Излучение*		Протоны	
E_0 , МэВ	k	E_0 , МэВ	k	E_0 , МэВ	k	E_0 , МэВ	k	E_0 , МэВ	k
$5 \cdot 10^{-3}$	2,6	Тепловые	2,9	$1 \cdot 10^{-1}$	1,1	0,2	1,1	2	13,5
$1 \cdot 10^{-2}$	1,8	$1 \cdot 10^{-7}$	2,4	$\geq 2 \cdot 10^{-1}$	1,0	0,3	1,1	5	11,7
$2 \cdot 10^{-2}$	1,4	$1 \cdot 10^{-6}$	1,9			0,4	1,1	10	9,4
$3 \cdot 10^{-2}$	1,5	$1 \cdot 10^{-5}$	1,7			0,5	1,1	20	7,0
$5 \cdot 10^{-2}$	1,7	$1 \cdot 10^{-4}$	1,7			$\geq 0,7$	1,0	50	4,7
$1 \cdot 10^{-1}$	1,5	$5 \cdot 10^{-3}$	2,8						
$2 \cdot 10^{-1}$	1,2	$2 \cdot 10^{-2}$	4,9						
$5 \cdot 10^{-1}$	1,1	$1 \cdot 10^{-1}$	8,0						
≥ 1	1,0	$5 \cdot 10^{-1}$	12						
		1	12						
		2,5	10						
		5	8,4						
		10	6,7						
		20	5,4						

Средние значения коэффициента качества \bar{k} , Зв/Гр

Вид ионизирующего излучения	\bar{k}	Вид ионизирующего излучения	\bar{k}
Фотоны с энергией более 350 кэВ	1,0	Нейтроны с энергией более 100 МэВ	5,0
Фотоны с энергией 150—350 кэВ	1,5	Нейтроны с энергией 0,03—100 МэВ	10
Фотоны с энергией менее 150 кэВ	2,0	Нейтроны с энергией менее 30 кэВ	3,0
Электроны и позитроны с энергией более 100 кэВ	1,0	Протоны с энергией более 50 МэВ ^{*1}	2,5
Бета-излучение с граничной энергией более 200 кэВ ^{*1}	1,0	Протоны с энергией более 5 МэВ ^{*2}	2,5
		Альфа-излучение с энергией менее 6 МэВ	20
		Тяжелые ядра	20

В задачах радиационной безопасности при хроническом облучении человека в малых дозах (в дозах, не превышающих пяти предельно допустимых годовых доз при облучении всего тела человека) основной величиной для оценки биологического действия излучения любого состава является эквивалентная доза.

Эквивалентная доза ионизирующего излучения H — произведение поглощенной дозы D на средний коэффициент качества излучения \bar{k} в данном объеме биологической ткани стандартного состава:

$$H = \bar{k} D$$

Единицей измерения эквивалентной дозы является **зиверт (Зв)**

1Зв - такая эквивалентная доза, при которой наблюдается тот же биологический эффект, как и при поглощении **1Гр** образцового фотонного излучения

$$1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр к (Зв/Гр)}$$

1Зв – 100 бэр (биологический эквивалент рада)

$$1 \text{ бэр} = 1 \text{ рад к (бэр/рад)}$$

Эквивалентная доза является основной величиной, определяющей уровень радиационной опасности при хроническом облучении в малых дозах и может применяться до 25 бэр при кратковременном воздействии.

Допускается суммирование ЭД за длительный период, если кратковременное облучение не превышает 25 бэр

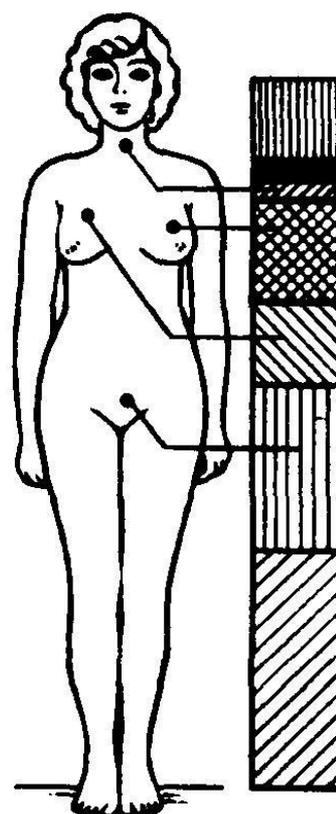
Эффективная эквивалентная доза

$$H_E = \sum_T w_T H_T,$$

где H_T — эквивалентная доза в T -м органе или ткани; w_T — взвешивающий фактор, представляющий собой отношение стохастического риска смерти в результате облучения T -го органа или ткани к риску смерти от равномерного облучения тела при одинаковых эквивалентных дозах, величина $w_T = 0,30$, отведенная на все другие органы, распределяется поровну между пятью оставшимися органами и тканями, которые получили самую высокую эквивалентную дозу. Таким образом, w_T определяет весовой вклад данного органа или ткани в риск неблагоприятных последствий для организма при равномерном облучении:

$$\sum_T w_T = 1.$$

При равномерном облучении всего организма эквивалентная доза в каждом органе или ткани одна и та же: $H_T = H$, и, следовательно, $H_E = H$.



Орган или ткань	$R_T, 10^{-21} / (\text{чел} \cdot \text{Зв})$	$w_T = R_T / \sum_T R_T$
Красный костный мозг	0,20	0,12
Костная ткань	0,05	0,03
Щитовидная железа	0,05	0,03
Молочная железа	0,25	0,15
Легкие	0,20	0,12
Гонады	0,40	0,25
Все другие органы, из них на каждый орган	0,50 0,10	0,30 0,06
Организм в целом	1,65	1,00

Взвешивающие факторы w_T и риск смерти R_T от злокачественных опухолей и наследственных дефектов (у первых двух поколений облученных лиц) в результате облучения на 1 человека при эквивалентной дозе 1 Зв для задач радиационной защиты

Таким образом, эффективная эквивалентная доза при неравномерном по органам и тканям облучении равна такой эквивалентной дозе при равномерном облучении всего организма, при которой риск неблагоприятных последствий будет таким же, как и при данном неравномерном облучении.

Единицы эффективной эквивалентной дозы совпадают с единицами эквивалентной дозы.

Эквивалентная доза или эффективная эквивалентная доза характеризуют меру ожидаемого эффекта облучения для одного индивидуума. Эти величины являются *индивидуальными дозами*.

Для оценки стохастических ожидаемых эффектов облучения персонала или населения часто используется *коллективная эффективная эквивалентная доза*, которая определяется выражением

$$S_E = \int_0^{\infty} N(H_E) H_E dH_E = N_0 \int_0^{\infty} f(H_E) H_E dH_E,$$

где $N(H_E)dH_E$ — количество лиц, получающих эффективную эквивалентную дозу в пределах от H_E до $H_E + dH_E$; $f(H_E)$ — статистическая плотность распределения эффективной эквивалентной дозы среди облучаемых лиц; N_0 — полное число облучаемых лиц. Вместо H_E в формуле можно использовать эквивалентную дозу H . Тогда мы получим *коллективную эквивалентную дозу* S .

Единица коллективной эффективной эквивалентной дозы в СИ — *человеко-зиверт* (чел-Зв), внесистемная единица — *человеко-бэр* (чел-бэр).

Коллективная и популяционная дозы являются мерой общественного риска

Ожидаемая эффективная эквивалентная доза

Ожидаемая эквивалентная доза

Ожидаемая коллективная (популяционная) доза

Мощности доз $\dot{H} = \frac{dH}{dt}, \frac{\text{бэр}}{c}, \dots$

Полувековая ожидаемая эквивалентная доза:

$$H_{50} = \int_t^{t_0=50} \dot{H}(t) dt$$

1. Экспозиционная доза – характеристика ИИ по эффекту ионизации

Экспозиционная доза X – отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, созданных в воздухе, когда все электроны и позитроны, освобожденные фотонами d элементарном объеме воздуха и массой dm полностью остановились в воздухе, к массе dm

$$X = \frac{dQ}{dm},$$

Понятие экспозиционной дозы рекомендовано для фотонного излучения с энергией до 3 МэВ. Вследствие близости эффективных атомных номеров воздуха и ткани воздух для фотонного излучения принято считать тканеэквивалентной средой.

Внесистемная единица экспозиционной дозы — *рентген* (Р)*. Рентген — это единица экспозиционной дозы фотонного излучения, при прохождении которого через 0,001293 г воздуха в результате завершения всех ионизационных процессов в воздухе создаются ионы, несущие одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. Заметим, что 0,001293 г — это масса 1 см³ атмосферного сухого воздуха при нормальных условиях [температура 0 °С и давление 1013 Па (760 мм рт. ст.)].

Соотношение внесистемной единицы и единицы СИ:

$$1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$$

Энергетические эквиваленты

1Р = 0,873 рад - воздухе

1Р = 0,96 рад - в биологической ткани

Керма - постоянная

Керма-постоянная (постоянная мощности воздушной кермы) – отношение мощности воздушной кермы, создаваемой фотонами с энергией больше порогового значения (30 кэВ) точечного изотропного источника, находящегося в вакууме на расстоянии r от источника, умноженной на r^2 к активности источника

$$\Gamma_K = \frac{Kr^2}{B_{кс}} = \frac{\Gamma_{рм}^2}{B_{кс}}; \frac{a\Gamma_{рм}^2}{B_{кс}}$$

$$a - \text{атто} - 10^{-18}$$

Керма-постоянная удобна для полей фотонов и нейтронов

$$\Gamma_K = \sum_i^m \Gamma_{Ki}$$

Гамма - постоянная

$$\Gamma_X = \frac{Xr^2}{4\pi m K_{11}} \cdot \frac{P_{см}^2}{\dots}$$

Пусть имеется точечный изотропный радионуклид, энергетический спектр γ -излучения которого содержит m групп фотонов разной энергии, для i -й группы ($i=1, 2, \dots, m$) энергия фотонов равна E_{0i} , МэВ, квантовый выход (число фотонов с энергией E_{0i} на один распад ядра) n_i , фотон/распад.

Полную керма-постоянную для такого источника Γ_K , аГр·м²/(с·Бк), рассчитывают по формуле

$$\Gamma_K = \frac{A \sum_{i=1}^m [E_{0i} n_i \mu_{tr,m,i}^{возд}] \cdot 1,602 \cdot 10^{-13} r^2 \cdot 10^{18}}{4\pi r^2 \omega A} =$$

$$= 12\,750 \sum_{i=1}^m [E_{0i} n_i \mu_{tr,m,i}^{возд}] = \sum_{i=1}^m \Gamma_{Ki}^* n_i = \sum_{i=1}^m \Gamma_{Ki},$$

где $\mu_{tr,m,i}^{возд}$ — массовый коэффициент передачи энергии фотонов i -й энергии в воздухе, м²/кг; $1,602 \cdot 10^{-13}$ — коэффициент перевода 1 МэВ в джоули; $\omega = 1$ Дж/(кг·Гр); Γ_{Ki}^* — нормализованная дифференциальная керма-постоянная, рассчитанная для выхода 1 фотона на 1 распад, т. е. для $n_i = 1$; Γ_{Ki} — дифференциальная керма-постоянная; 10^{18} — коэффициент пересчета 1 Гр в аттогрей.

$E_0, \text{МэВ}$	Γ_{Ki}^* $\text{aГр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$		
0,03	5,74	0,6	22,6
0,04	3,42	0,7	26,2
0,05	2,58	0,8	29,4
0,06	2,30	0,9	32,6
0,07	2,32	1,0	35,6
0,08	2,44	1,5	48,6
0,09	2,70	2,0	59,7
0,10	2,96	3,0	78,8
0,15	4,76	4,0	95,3
0,2	6,81	5,0	111
0,3	11,0	6,0	126
0,4	15,0	7,0	141
0,5	18,9	8,0	155
		9,0	170
		10,0	184

Аналогично можно записать формулы для гамма-постоянной для эквивалентной дозы:

$$\Gamma_H = \frac{Hr^2}{\text{АБк}} ; \frac{3\text{вм}^2}{\text{сБк}} ; \frac{a3\text{вм}^2}{\text{сБк}}$$

$$\Gamma_H = \frac{A \sum_{i=1}^m [E_{0i} n_i \mu_{en,m,i}^{\text{TK}} k_i] 1,602 \cdot 10^{-13} r^2 \cdot 10^{18}}{4\pi r^2 \omega A} =$$

$$= 12\,750 \sum_{i=1}^m [E_{0i} n_i \mu_{en,m,i}^{\text{TK}} k_i] = \sum_{i=1}^m \Gamma_{Hi}^* n_i = \sum_{i=1}^m \Gamma_{Hi}$$

$E_0, \text{МэВ}$	Γ_{Hi}^* $\text{аЗВ} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$		
0,03	5,81	0,6	25,1
0,04	3,47	0,7	29,1
0,05	2,64	0,8	32,6
0,06	2,41	0,9	36,2
0,07	2,47	1,0	39,5
0,08	2,63	1,5	54,1
0,09	2,94	2,0	66,3
0,10	3,24	3,0	87,2
0,15	5,28	4,0	105
0,2	7,57	5,0	122
0,3	12,2	6,0	138
0,4	16,7	7,0	154
0,5	21,0	8,0	169
		9,0	185
		10,0	199

$$\frac{\Gamma_H}{\Gamma_K} = \frac{\mu_{en,m}^{TK}}{\mu_{tr,m}^{ВОЗД}} k = \frac{\mu_{en,m}^{TK}}{\mu_{en,m}^{ВОЗД}} (1-g)k.$$

Таким образом,

$$\Gamma_H = \frac{\mu_{en,m}^{TK}}{\mu_{en,m}^{ВОЗД}} (1-g)k\Gamma_K,$$

где g — доля энергии вторичных заряженных частиц, переходящих в воздухе в тормозное излучение

Если принять $k = 1$ Зв/Гр и учесть, что $\mu_{en,m}^{TK}/\mu_{en,m}^{ВОЗД} = 1,09 \pm 0,03$ для фотонов в диапазоне энергий 0,04—15 МэВ, а $g \lesssim 0,01$ для энергий фотонов радионуклидных источников можно записать:

$$\Gamma_H \simeq 1,09k\Gamma_K$$

$$\Gamma_D = \Gamma_K(1-g).$$

Учитывая, что $g \lesssim 0,01$,

$$\Gamma_D \simeq \Gamma_K$$

Керма-эквивалент радионуклидного источника

γ -Излучающие источники, создающие при тождественных условиях одинаковую мощность воздушной кермы, имеют одинаковый керма-эквивалент. Таким образом, керма-эквивалент является характеристикой радионуклидного препарата.

Керма-эквивалент источника k_e — мощность воздушной кермы \dot{K} фотонного излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения δ точечного изотропно излучающего источника в вакууме на расстоянии r от источника, умноженная на квадрат этого расстояния,

$$k_e = \dot{K} r^2 .$$

Единица керма-эквивалента — (Гр·м²/с).

Физический смысл керма-эквивалента — мощность воздушной кермы, создаваемая фотонами на расстоянии $r = 1$ м от данного точечного изотропного радионуклидного источника в вакууме.

$$k_e = A \Gamma_K$$

$$\dot{K} = k_e / r^2$$

Радиевый гамма-эквивалент

Внесистемная единица радиевого гамма-эквивалента — *миллиграмм-эквивалент радия* (мг-экв. Ra).

Миллиграмм-эквивалент радия равен радиевому гамма-эквиваленту радиоактивного источника, γ -излучение которого при данной фильтрации и тождественных условиях измерения создает такую же мощность экспозиционной дозы, как и γ -излучение 1 мг Государственного эталона радия в равновесии с основными дочерними продуктами распада при платиновом фильтре толщиной 0,5 мм.

$$m = A_0 \Gamma_x / 8,4$$

$$k_e = 2,04m$$