

## 2. ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ, ТЕРМИНЫ, ОПРЕДЕЛЕНИЯ

### 2.1. Задачи дозиметрии и поглощенная доза

Источник радионуклидный закрытый - источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан. Основную проблему представляют источники открытые. Их делят на две группы: природные и техногенные.

В табл. 1 представлены основные источники облучения человека: космическое излучение, калий-40, ряды урана-238 и тория-232. Здесь отсутствует ряд урана-235, поскольку его содержание в естественном уране составляет примерно 0,72% и его вклад в облучение невелик. Кроме того, разделено внешнее и внутреннее облучение.

Таблица 1. Радиационный фон

Источники облучения	Годовая доза, мкЗв/год		
	Внешнее облучение	Внутреннее облучение	Суммарно
Космическое излучение	300	15	315
Калий-40	120	180	300
Ряд урана-238	90	1150	1240
Ряд тория-232	140	230	370
Сумма	650	1575	≈2200

Из табл. 1 видно, что три источника облучения дают примерно одинаковый вклад в радиационный фон, а четвертый источник – ряд урана-238 дает примерно половину общего радиационного фона. Следует отметить, что значения радиационного фона усреднено по различным районам Земли и являются средними, причем эта средняя величина может немного изменяться в зависимости от метода определения. Различные исследователи дают среднюю величину между 2,1 и 2,5 мЗв/год. В дальнейшем величина 2,2 мЗв в год будет сравниваться с основным пределом доз для населения – 1 мЗв в год, которое приведено в разделе 3, и уровнем облучения населения, которое будет приведено ниже в разделе 5. Сравнение этих величин необходимо для оценки радиационной безопасности населения.

Примерно половина радиационного фона приходится на ряд урана- 238, который приведен в табл. 2.

Таблица 2. Ряд урана-238

№	Радионуклид	T <sub>1/2</sub>	Вид распада	Энергия частиц, МэВ	Выход, %
1	<sup>238</sup> U (уран I)	4,468*10 <sup>9</sup> л.	α,γ	4,20	77
2	<sup>234</sup> Th (уран X <sub>1</sub> )	24,1 сут.	β,γ	0,193	55
3	<sup>234</sup> Pa* (уран X <sub>2</sub> )	1,17 мин.	β,γ	2,32	80
4	<sup>234</sup> U (уран II)	2,455*10 <sup>5</sup> л.	α,γ	4,773	72
5	<sup>230</sup> Th (ионий)	7,54*10 <sup>4</sup> л.	α,γ	4,684	76
6	<sup>226</sup> Ra (радий)	1600 л.	α,γ	4,784	94,3
7	<sup>222</sup> Rn (радон)	3,825 сут.	α	5,489	100
8	<sup>218</sup> Po* (радий A)	3,05 мин.	α(β –0,02%)	6,002	~100
9	<sup>214</sup> Pb (радий B)	26,8 мин.	β,γ	0,980 (макс.)	-
10	<sup>214</sup> Bi* (радий C)	19,9 мин.	β,γ α-0,02%	0,600 (макс.) 5,51 (макс.)	-
11	<sup>214</sup> Po (радий C')	164 мкс.	α,γ	7,687 (макс.)	-
12	<sup>210</sup> Pb (радий D)	22,3 л.	β,γ	0,061 (макс.)	-
13	<sup>210</sup> Bi* (радий E)	5,013 сут.	β α(0,0013%)	1,161 4,686	~100
14	<sup>210</sup> Po (радий F)	138,4 сут.	α	5,305	100
15	<sup>206</sup> Pb (радий G)	Стаб.			

Причина повышенного вклада ряда урана-238 связана с образованием радона-222 с периодом полураспада 3,825 сут, продукты распада которого короткоживущие радионуклиды. Радионуклиды – аналоги: торон-224 (55,6 с) и актинон-219 (3,96 с) являются короткоживущими и не вносят существенный вклад в радиационный фон. Вклад радона-222 приходится учитывать при оценки радиационной обстановки на местности и при использовании строительных материалов и в капитальном строительстве, а также при обращении с радиоактивными отходами.

Изменение природного радиационного фона и превращение его в «техногенный» является закономерным результатом деятельности человека, своеобразной «платой за цивилизацию». Инженер-радиохимик должен понимать, какие действия человека приводят к росту радиационного фона и насколько оправдана в каждом таком случае «плата за цивилизацию».

В 1928 г. для обобщения накопленного опыта была создана Международная Комиссия по радиологической защите (МКРЗ, International Commission on Radiological Protection, ICRP). Она издает публикации, в которых формулирует основные требования по радиационной защите. В Публикации 26 сформулированы цели радиационной защиты: «...обеспечить защиту от ионизирующего излучения отдельных лиц, их потомства и человечества в целом, и в то же время создать соответствующие условия для необходимой практической деятельности человека, во время которой люди могут подвергаться воздействию ионизирующего излучения».

В 1955 г. Генеральная Ассамблея ООН создала Научный комитет по действию атомной радиации (НКДАР ООН, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR). В задачи НКДАР входит проведение оценки и подготовка научных докладов об уровне и последствиях воздействия радиации на здоровье человека и окружающую среду. Доклады НКДАР признаются международным сообществом в качестве достоверного и всеобъемлющего источника информации и широко используются для оценки рисков и принятия мер по защите от воздействия радиоактивного излучения. За время работы Комитет подготовил 17 научных докладов. Тексты докладов (на английском языке) доступны в сети Интернет. НКДАР выпускает в среднем раз в пять лет научные отчеты, в которых обобщает все известные и новые данные о действии атомной радиации на человека и окружающую среду.

Первоначально в состав НКДАР входили 15 государств-членов ООН: Аргентина, Австралия, Бельгия, Бразилия, Великобритания, Египет, Индия, Канада, Мексика, СССР, США, Франция, Чехословакия, Швеция и Япония. Впоследствии состав НКДАР расширялся: в 1973 году членами НКДАР стали Германия, Индонезия, Перу, Польша и Судан, в 1986 году – Китай. В декабре 2011 года Генеральная Ассамблея ООН приняла резолюцию, в которой пригласила вступить в члены НКДАР еще шесть стран – Беларусь, Испанию, Пакистан, Финляндию, Южную Корею и Украину.

Радиационная безопасность персонала, населения и окружающей среды считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование) и требования радиационной защиты, установленные Федеральным законом от 09.01.1996 N 3-ФЗ "О радиационной безопасности населения", НРБ- 99/2009 и действующими санитарными правилами ОСПОРБ-99/2010 и др.).

Воздействие ионизирующего излучения на человека и среду изучается в дозиметрии. Из-за многообразия протекающих процессов различают шесть основных видов доз: поглощенная, экспозиционная, эквивалентная, эффективная, коллективная и керма. При

этом следует различать внешнее и внутреннее облучение. Различают также и методы регистрации, и используемые радиометры.

Основной характеристикой воздействия излучения на материалы, в том числе и на человека, является поглощенная доза. Поглощенная доза  $D$  определяется отношением поглощенной энергии ионизирующего излучения к массе поглощающего вещества и равна отношению средней энергии  $dE$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$D = dE/dm$$

Единицы измерения грей и рад. В системе СИ единицей поглощенной дозы является грей, названный в честь английского физика Луи Гарольда Грея (1905-1965). При дозе в 1 Гр в 1 кг любого вещества поглощается энергия в 1 Дж, т.е.  $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$ . Единица дозы в 1 рад (международное: *rad*, от англ. *radiation absorbed dose*) была введена в 1918 г. В 1953 г. было принято, что при дозе в 1 рад в 1 г вещества поглощается энергия в 100 эрг. Так как  $1 \text{ Дж} = 10^7 \text{ эрг}$ , тогда  $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$ .

Поглощенная доза от альфа- и бета-излучения определяются напрямую с учетом эффективности регистрации и используется для расчета эквивалентной и эффективной доз. Кроме того, широко применяется расчет поглощенной дозы по результатам определения содержания радионуклидов в воздухе рабочих помещений и окружающей среде. Детекторы – газоразрядные счетчики Гейгера, сцинтилляционные детекторы и полупроводниковые альфа-спектрометры. Для гамма-излучения возможен только расчет.

Наиболее важный источник внешнего облучения человека – фотоны большой энергии. Измерения проводятся на уровне 1 м по высоте, где находятся самые важные органы человека. Так как они защищены мягкими тканями, то радиометр предварительно экранируют от бета-излучения алюминиевым фильтром толщиной в 1 мм. Выбор детектора определяется поставленными задачами. При этом надо учитывать ход с «жесткостью», т.е. зависимость эффективности регистрации детектором от энергии фотона. Некоторые данные по ходу с «жесткостью» представлены в табл. 3.

При анализе табл. 3 следует учитывать, что при взаимодействии гамма-излучения с веществом образуются электроны вследствие трех основных эффектов: фотоэффекта, комптон-эффекта и образования пар – позитрон-электрон. Вклад последнего наблюдается лишь при энергиях гамма-кванта  $E_\gamma$  порядка 10 МэВ и более. При малых значениях  $E_\gamma$  массовый коэффициент поглощения при фотоэффекте примерно пропорционален  $Z^4/E_\gamma^3$ , а при комптон-эффекте пропорционален  $Z$ , а зависимость массового коэффициента поглощения при комптоне-эффекте от энергии  $E_\gamma$  нелинейная, и в первом приближении

он обратно пропорционален  $E_\gamma$ .

При дозиметрии гамма-излучения следует учитывать, что эффективность регистрации у детектора отличается от эффективности регистрации у биологической ткани (биологическая ткань стандартного состава, рекомендованная ГОСТ, содержит кислород – 76 %, водорода – 10,1 %, углерода – 11,1 %, азота – 2,6 % по массовому составу). Прежде всего, следует учитывать различие  $Z$ . У мягких тканей значение  $Z$  около 5, но у костной ткани оно несколько больше  $\sim 10$ . Поэтому для моделирования биологической ткани часто используют воду в уравнениях для расчета поглощенной дозы. Тогда тканеэквивалентный детектор должен иметь  $Z$  между 5 и 10. Наиболее близко к таким детекторам подходит термолюминесцентный детектор на основе LiF, но годятся и некоторые виды пластмасс. С другой стороны, у сцинтилляционных детекторов на основе NaI значение  $Z$  около 32, и они дают завышенные результаты при измерении мягкого гамма-излучения.

Таблица 3. Массовые коэффициенты поглощения  $(\mu_{en})_m$ ,  $\text{см}^2/\text{г}$

$E_\gamma$ , МэВ	Вода, $\rho$ =1,0 г/см <sup>3</sup>	Воздух, $\rho$ = $1,29 \cdot 10^{-3}$ г/см <sup>3</sup>	Алюминий, $\rho$ = 2,7 г/см <sup>3</sup>	Бетон, $\rho$ = 2,3 г/см <sup>3</sup>	Железо, $\rho$ = 7,86 г/см <sup>3</sup>	Свинец, $\rho$ = 11,34 г/см <sup>3</sup>
0,01	4,84	4,65	25,4	25,1	138	123
0,015	1,34	1,30	7,32	7,65	49,2	88,4
0,02	0,536	0,527	3,06	3,21	22,6	68,3
0,03	0,152	0,150	0,857	0,910	7,21	25,1
0,04	0,0680	0,0671	0,353	0,384	3,14	12,0
0,05	0,0415	0,0404	0,181	0,198	1,62	6,66
0,06	0,0315	0,0301	0,108	0,117	0,952	4,10
0,08	0,0258	0,0239	0,0542	0,0591	0,408	1,90
0,10	0,0254	0,0232	0,0373	0,0407	0,217	2,23
0,145	0,0273	0,0247	0,0281	0,0301	0,0850	1,22
0,15	0,0276	0,0249	0,0277	0,0298	0,0787	1,14
0,20	0,0297	0,0267	0,0272	0,0286	0,0479	0,625
0,279	0,0316	0,0284	0,0279	0,0291	0,0361	0,300
0,30	0,0319	0,0287	0,0281	0,0293	0,0335	0,259
0,40	0,0328	0,0295	0,0286	0,0298	0,0303	0,144
0,412	0,0329	0,0295	0,0286	0,0298	0,0301	0,137
0,50	0,0330	0,0297	0,0290	0,0299	0,0292	0,0956
0,60	0,0328	0,0295	0,0283	0,0296	0,0284	0,0715
0,662	0,0326	0,0194	0,0281	0,0293	0,0280	0,0645
0,8	0,0320	0,0288	0,0277	0,0287	0,0272	0,0485
1,0	0,0310	0,0279	0,0268	0,0278	0,0260	0,0378
1,25	0,0296	0,0266	0,0255	0,0266	0,0249	0,0320
1,5	0,0283	0,0254	0,0243	0,0254	0,0238	0,0276
2,0	0,0260	0,0234	0,0225	0,0236	0,0221	0,0244
2,75	0,0235	0,0212	0,0206	0,0211	0,0208	0,0237
3,0	0,0228	0,0206	0,0202	0,0208	0,0205	0,0236
4,0	0,0206	0,0187	0,0188	0,0194	0,0199	0,0248
10,0	0,0156	0,0144	0,0168	0,0166	0,0213	0,0317

При дозиметрии в лаборатории весьма важен правильный выбор детектора. Если энергия гамма-излучения  $E_\gamma$  меньше 0,6 МэВ, то следует применять детекторы с малым  $Z$ . Если же в лаборатории используются только радионуклиды с большими значениями  $E_\gamma$ , то это уже не существенно и можно применять и детекторы с NaI.

## 2.2. Определение поглощенной дозы для гамма-излучения

Проблема расчета поглощенной дозы для гамма-излучения возникла в первой четверти 20 века, когда было введено понятие «экспозиционная доза» и появилась единица рад. Однако методологически она не была прописана, так как лишь позднее была надежно установлена величина в 33,85 эВ, которая необходима для образования одной пары ионов в воздухе при нормальных условиях. Однако, в 60-х годах физики ввели систему СИ и вместо экспозиционной дозы предложили использовать «керму». Так возникли две системы определения поглощенной дозы в дозиметрии гамма-излучения.

*Экспозиционная доза  $X$*  определяется как отношение суммарного заряда всех ионов одного знака  $dQ$ , созданных гамма излучением в элементарном объеме воздуха, к массе  $dm$  воздуха в этом объеме:

$$X = dQ/dm$$

Само определение экспозиционной дозы допускает простой и удобный способ ее измерения: для этого достаточно измерить заряд ионов одного знака, образовавшихся в облучаемой воздушной ионизационной камере. При этом экспозиционную дозу применяют в дозиметрии для энергии гамма-излучения до 3 МэВ.

Единицей измерения экспозиционной дозы в системе СИ должен быть кулон на килограмм [C/kg; Кл/кг]. Однако исторически сложилось так, что экспозиционную дозу обычно выражают во внесистемных единицах – рентгенах [R; Р]. Причина простая: часто бывает необходимо быстро измерить мощность экспозиционной дозы и сверить с допустимой. Расчет через Р/с по уравнению (2) очень прост, а расчет с использованием Кл/кг требует дополнительных усилий и за это время происходит увеличение поглощенной дозы сотрудником из персонала.

*Рентген* - это единица экспозиционной дозы фотонного излучения, при прохождении которого через 0,001293 г воздуха ( $1\text{см}^3$  воздуха при нормальных условиях) в результате всех ионизационных процессов в воздухе создаются ионы, несущие одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. То, что экспозиционная доза определена только для воздуха и только для фотонного

излучения, существенно ограничивает область ее применения.

Экспозиционной дозе 1 Р соответствует  $2.08 \cdot 10^9$  пар ионов ( $2.08 \cdot 10^9 = 1 / (4.8 \cdot 10^{-10})$ ), где  $4.8 \cdot 10^{-10}$  – заряд одного иона в электростатических единицах). Если принять среднюю энергию образования 1 пары ионов в воздухе равной 33.85 эВ, то при экспозиционной дозе 1 Р одному кубическому сантиметру воздуха передается энергия, равная  $(2.08 \cdot 10^9) \cdot 33.85 \cdot (1.6 \cdot 10^{-12}) = 0.113$  эрг, а одному грамму воздуха:  $0.113 / \rho_{\text{возд}} = 0.113 / 0.001293 = 87.3$  эрг.

Для расчета поглощенной дозы по экспозиционной дозе используется уравнение

$$D = 0,873X \cdot (\mu_{\text{en}})_{\text{mat}} / (\mu_{\text{en}})_{\text{возд}}$$

где D рассчитывается в радах, а X определяется в рентгенах,

$\mu_{\text{en}}$  массовые коэффициенты поглощения гамма-излучения в материале и воздухе.

Для биологической ткани  $(\mu_{\text{en}})_{\text{mat}} / (\mu_{\text{en}})_{\text{возд}} \sim 1,11$  в широком диапазоне энергий гамма-излучения от 0,05 до 2,0 МэВ. Тогда  $D \sim 0,97X$ . Это объясняет, почему измеренная в рентгенах воздушная экспозиционная доза прямо пересчитывается в рады и бэры.

Другой возможный вариант расчета поглощенной дозы по результатам прямых измерений гамма- или рентгеновского излучения – использование *кермы*. Однако в настоящее время он не применяется, так как нет приборов для измерения малых значений кермы.

Для расчета мощности экспозиционной дозы  $\dot{X}$  от точечного источника в лаборатории часто используется гамма-постоянная  $\Gamma$  по уравнению

$$\dot{X} = \Gamma \cdot A / r^2$$

где  $\dot{X}$  – мощность экспозиционной дозы, Р/ч;

$\Gamma$  – гамма-постоянная, Р·см<sup>2</sup>/(ч·мКи);

A – активность в мКи;

r – расстояние от источника в см.

Значения  $\Gamma$  могут быть вычислены по уравнению

$$\Gamma = 3,7 \cdot 10^7 \cdot 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 3600 \cdot \sum E_i \cdot n_i \cdot (\mu_{\text{en}})_{\text{возд},i} / (4\pi \cdot 87,3) = 194,5 \cdot \sum E_i \cdot n_i \cdot (\mu_{\text{en}})_{\text{возд},i} = \sum \Gamma_i$$

где  $3,7 \cdot 10^7$  – коэффициент перевода мКи в Бк;

$1,6 \cdot 10^{-6}$  – коэффициент перевода МэВ в эрги,

3600 - перевод часов в с;

87,3 – энергетический эквивалент рентгена в эргах,

$E_i$ ,  $n_i$ ,  $(\mu_{\text{en}})_{\text{возд},i}$  – энергия i-линии гамма- квантов в МэВ, ее квантовый выход и массовый коэффициент поглощения энергии фотонов i-линии гамма-квантов в воздухе

(см<sup>2</sup>/Г);

$\Gamma_i$  – дифференциальная гамма-постоянная.

Аналогично для расчета мощности дозы в воздухе от точечного источника в системе СИ используется уравнение

$$\dot{D} = 10^{-18} \cdot \Gamma_{\delta} \cdot A / r^2$$

где  $\dot{D}$  – мощность дозы гамма-излучения в воздухе, Гр/с;

$\Gamma_{\delta}$  – гамма- постоянная в системе СИ, аГр·м<sup>2</sup>/(с·Бк);

$A$  – активность в Бк;  $r$  – расстояние от источника в м.

Для расчета  $\Gamma_{\delta}$  используется уравнение

$$\Gamma_{\delta} = 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot 10^{18} \cdot \sum E_i \cdot n_i \cdot (\mu_{tr})_{возд,i} / 4\pi = 12750 \cdot \sum E_i \cdot n_i \cdot (\mu_{tr})_{возд,i} = \sum \Gamma_{\delta i}$$

где  $1,6 \cdot 10^{-13}$  – коэффициент перевода МэВ в Дж;

$10^{18}$  – коэффициент перевода Гр в аГр;

$(\mu_{tr})_{возд,i}$  – массовый коэффициент передачи энергии фотонов  $i$ -линии гамма-квантов в воздухе, м<sup>2</sup>/кг,

$\Gamma_{\delta i}$  – дифференциальная керма-постоянная.

Также на практике часто используется равенство:

$$\Gamma_{\delta} [\text{аГр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})] = 6,555 \Gamma [\text{Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{ч} \cdot \text{мКи})]$$

Уравнения (4) - (8) позволяют заменить экспериментальные измерения в лаборатории на расчеты, и этим уменьшить дозовую нагрузку на персонал.

### 2.3. Биологическое действие излучения

Поглощенная доза не является единственной характеристикой биологического вреда излучения. Для этого учитывают еще и *линейную передачу энергии (ЛПЭ)*:

$$L_{\Delta} = dE/dl$$

где  $dE$  – энергия, локально переданная среде частицей на элементарном пути  $dl$ , при этом в акте взаимодействия передается энергия, не превышающая некоторого значения  $\Delta$ . Чем больше  $L_{\Delta}$ , тем опаснее излучение. При этом  $L_{\Delta}$  для бета-излучения отличается примерно на 15- 20%, тогда как  $L_{\Delta}$  для альфа-излучения более, чем на порядок превышает  $L_{\Delta}$  для бета-излучения. Поэтому и было предложено усреднить коэффициенты, отражающие вред излучения. Так появились коэффициенты качества (quality coefficients), однако в русском языке понятие «качество» имеет положительный смысл и не может характеризовать вред излучения. Поэтому через некоторое время вместо них стали использовать «взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения  $W_R$ », которые представлены в табл. 4.



Таблица 4. Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения  $W_R$

Виды излучений	$W_R$
Рентгеновское и $\gamma$ -излучение	1
Электроны и мюоны	1
Нейтроны с энергией:	
менее 10 КэВ	5
от 10 КэВ до 100 КэВ	10
от 100 КэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны с энергией более 2 МэВ, кроме протонов отдачи	5
Альфа- частицы, осколки деления, тяжёлые ядра отдачи	20

Эквивалентная доза ( $H$ ) используется для оценки возможного ущерба здоровью человека в условиях хронического облучения. Значение  $H$  равно произведению поглощенной дозы  $D_R$ , созданной облучением -  $R$  и усредненной по анализируемому органу или по всему организму, на весовой множитель  $W_R$ :

$$H = \sum D_R \cdot W_R$$

Единицей измерения эквивалентной дозы с 1979 г. является зиверт (Зв, международное: **Sv**), названный в честь шведского учёного Рольфа Зиверта. В соответствии с правилами СИ, касающимися производных единиц, названных по имени учёных, наименование единицы *зиверт* пишется со строчной буквы, а её обозначение «Зв» — с заглавной. 1 зиверт – это количество энергии, поглощённое килограммом биологической ткани, равное по воздействию поглощённой дозе гамма-излучения в 1 Гр, т.е. 1 джоуль на килограмм. По-прежнему применяется внесистемная единица бэр (англ. *rem*): 1 бэр = 0,01 Зв. Перефразируя приведенное выше определение зиверта: 1 бэр – это количество энергии, поглощённое граммом биологической ткани, равное по воздействию поглощённой дозе гамма-излучения в 1 рад.

Поскольку 1 Зв – это очень большая доза, обычно пользуются тысячной или миллионной дозой зиверта: мЗв, мкЗв.

Эквивалентная доза применяется для оценки воздействия на все тело человека. Однако часто воздействие излучения ограничивается отдельными тканями или

органами. Для оценки этого воздействия применяется *эффективная доза* с взвешивающими коэффициентами для отдельных тканей и органов  $W_T$ , которые даны в табл. 5.

Таблица 5. Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов при расчете эффективной дозы

Ткань или орган	$W_T$	Ткань или орган	$W_T$
Гонады (яичники, семенники)	0,20	Желудок	0.12
Печень	0.05	Мочевой пузырь	0.05
Красный костный мозг	0.12	Грудные железы	0.05
Пищевод	0.05	Кожа	0.01
Толстый кишечник	0.12	Клетки костных поверхностей	0.01
Щитовидная железа	0.05	Остальные органы	0.05
Легкие	0.12		

*Амбиентный эквивалент дозы*  $H^*(d)$  — эквивалент дозы, который был создан в шаровом фантоме МКРЕ (международной комиссии по радиационным единицам) на глубине  $d$  (мм) от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения, в поле излучения, идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном, то есть амбиентный эквивалент дозы  $H^*(d)$  — это доза, которую получил бы человек, если бы он находился на месте, где проводится измерение. Единица амбиентного эквивалента дозы — зиверт (Зв).

Доза в 1 Гр, получаемая водой, сможет нагреть ее только на  $0,00024$  °С. Тем не менее, для человека доза в 1 Зв приблизительно соответствует порогу появления детерминированных последствий после облучения или, как говорят, «лучевой болезни». При дозе 6 Зв смертность достигает 50%. При дозе менее 1 Зв явных последствий облучения не наблюдается, однако возрастает вероятность онкологических заболеваний или генетических нарушений у потомства. При этом считается, что возрастание вероятности неблагоприятных последствий пропорционально полученной дозе.

*Эффекты облучения детерминированные* - клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше - тяжесть эффекта зависит от дозы.

*Эффекты облучения стохастические* - вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не

зависит от дозы.

## 2.4. Дозовые коэффициенты

Некоторые рекомендации МАГАТЭ по допустимому облучению персонала и населения представлены в табл. 6. Дозовый коэффициент  $\epsilon$ , Зв/Бк, равен дозе, которую получает индивидуум при попадании 1 Бк радионуклида внутрь организма через органы дыхания или желудок, и применяется при оценке внутреннего облучения персонала и населения.

Таблица 6. Дозовые коэффициенты ( $\epsilon \cdot 10^8$  Зв/Бк) различных радионуклидов

Радио- нук- лид	Группа соеди- ний	Персонал		Возрастные группы населения ( $\epsilon$ через желудок)					
		легкие	желуд.	<1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
$^{14}\text{C}$	Орган.		0,058	0,14	0,16	0,099	0,080	0,057	0,058
$^{22}\text{Na}$	Б	0,13	0,32	2,1	1,5	0,84	0,55	0,37	0,32
$^{54}\text{Mn}$	Б	0,087	0,071	0,54	0,31	0,19	0,13	0,087	0,071
	П	0,15							
$^{55}\text{Fe}$	Б	0,077	0,033	0,76	0,24	0,17	0,11	0,077	0,033
	П	0,037							
$^{59}\text{Fe}$	Б	0,22	0,18	3,9	1,3	0,75	0,47	0,31	0,18
	П	0,35							
$^{65}\text{Zn}$	М	0,29	0,39	3,6	1,6	0,97	0,64	0,45	0,39
$^{60}\text{Co}$	П	0,96	0,34	5,4	2,7	1,7	1,1	0,79	0,34
	М	2,9							
$^{89}\text{Sr}$	$\text{SrTiO}_3$	0,75	0,23	3,6	1,8	0,89	0,58	0,40	0,26
	Другие	0,10							
$^{90}\text{Sr}$	$\text{SrTiO}_3$	15	27	23	7,3	4,7	6,0	8,0	2,8
	Другие	2,4							
$^{106}\text{Ru}$	Б	0,80	0,70	8,4	4,9	2,5	1,5	0,86	0,70
	П	2,6							
	М	6,2							
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	Б	0,55	0,28	2,4	1,4	0,78	0,52	0,34	0,28
	П	0,72							
	М	1,2							
$^{129}\text{I}$	все	3,7	11	18	22	17	19	14	11
$^{131}\text{I}$	все	0,76	2,2	18	18	10	5,2	3,4	2,2
$^{134}\text{Cs}$	все	0,68	1,9	2,6	1,6	1,3	1,4	1,9	1,9
$^{135}\text{Cs}$	все	0,071	0,20	0,41	0,23	0,17	0,17	0,20	0,20
$^{137}\text{Cs}$	все	0,48	1,3	2,1	1,2	0,96	1,0	1,3	1,3
$^{144}\text{Ce}$	П	3,4	0,52	6,6	3,9	1,9	1,1	0,65	0,92
	М	4,9							
$^{147}\text{Pm}$	П	0,46	0,026	0,36	0,19	0,096	0,057	0,032	0,026
	М	0,47							
$^{210}\text{Pb}$	все	110	68	840	360	220	190	190	69
$^{210}\text{Po}$	П	60	24	2600	880	440	260	160	120
	Б	300							
$^{226}\text{Ra}$	все	320	28	470	96	62	80	150	28
$^{230}\text{Th}$	П	4000	21	410	41	31	24	22	21
	М	1300							
$^{232}\text{Th}$	П	4200	22	460	45	35	29	25	23
	М	2300							

Радио- нук- лид	Группа соеди- ний	Персонал		Возрастные группы населения (з через желудок)					
		легкие	желуд.	<1	1-2	2-7	7-12	12-17	>17
$^{234}\text{Th}$	П	0,63	0,34	4,0	2,2	1,3	0,74	0,42	0,34
	М	0,73	0,34						
$^{233}\text{U}$	Б	57	5,0	38	14	9,2	7,8	7,8	5,1
	П	320	0,85						
	М	870							
$^{234}\text{U}$	Б	55	4,9	37	13	8,8	7,4	7,4	4,9
	П	310	0,83						
	М	850							
$^{235}\text{U}$	Б	51	4,6	35	13	8,5	7,1	7,0	4,7
	П	280	0,83						
	М	770							
$^{238}\text{U}$	Б	49	4,4	34	12	8,0	6,8	6,7	4,5
	П	260	0,76						
	М	730							
$^{237}\text{Np}$	все	2100	11	200	21	14	11	11	11
$^{238}\text{Pu}$	П	4300	23	400	40	31	24	22	23
	М	1500	0,88						
$^{239}\text{Pu}$	П	4700	25	420	42	33	27	24	25
	М	1500	0,90						
$^{240}\text{Pu}$									
$^{241}\text{Pu}$	П	58	0,47	5,6	0,57	0,55	0,51	0,48	0,48
	М	8,4	0,011						
$^{241}\text{Am}$	Все	3900	20	370	37	27	22	20	20
$^{243}\text{Am}$	Все	3900	20	360	37	27	22	20	20
$^{244}\text{Cm}$	все	2500	5,6	290	29	19	14	12	12

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных аэрозолей их химические соединения разделены на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь:

- тип “М” (медленно растворимые соединения): при растворении в легких веществах, отнесенных к этому типу, наблюдается поступление основной компонента активности радионуклида в кровь со скоростью  $0,0001 \text{ сут}^{-1}$ ;
- тип “П” (соединения, растворимые с промежуточной скоростью): при растворении в легких веществах, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью  $0,005 \text{ сут}^{-1}$ ;
- тип “Б” (быстро растворимые соединения): при растворении в легких веществах, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью  $100 \text{ сут}^{-1}$ .

В соответствии с НРБ–99/2009 (Приложение 3) типы радионуклидов, представленных в табл. 6:

- для  $^{22}\text{Na}$ : Б – все соединения;
- для  $^{54}\text{Mn}$ : П – оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты; Б – иные соединения;
- для  $^{55}\text{Fe}$  и  $^{59}\text{Fe}$ : П – оксиды, гидроксиды, галогениды; Б – иные соединения;
- для  $^{60}\text{Co}$ : М – оксиды, гидроксиды, галогениды, нитраты; П – иные соединения;
- для  $^{65}\text{Zn}$ : М – все соединения;
- для  $^{106}\text{Ru}$ : М – оксиды, гидроксиды, металлы; П – галогениды; Б – иные соединения, кроме  $\text{RuO}_4$  в газообразном виде;
- для  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ : М – оксиды, гидроксиды; П – нитраты, сульфиды; Б – иные соединения;
- для  $^{144}\text{Ce}$  и  $^{147}\text{Pm}$ : М – оксиды, гидроксиды, фториды; П – иные соединения;
- для радионуклидов тория: М – оксиды, гидроксиды; П – иные соединения;
- для радионуклидов урана: Б –  $\text{UF}_6$ ,  $\text{UO}_2\text{F}_2$ ,  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ ; П –  $\text{UO}_3$ ,  $\text{UF}_4$ ,  $\text{UCl}_4$ ; М –  $\text{UO}_2$ ,  $\text{U}_3\text{O}_8$ ;
- для радионуклидов плутония: М – оксиды, гидроксиды; П – иные соединения.

Для оценки необходимой защиты персонала при работе с аэрозолями с использованием вытяжных шкафов и боксов проводится расчет радиационной опасности 1 мг радионуклида Аε при попадании в организм через органы дыхания

$$A\varepsilon = 0,001 \cdot \lambda \cdot \varepsilon \cdot 6,02 \cdot 10^{23} / M$$

где  $\lambda$  – постоянная распада,  $6,02 \cdot 10^{23}$  – число Авогадро, М – атомная масса радионуклида.

*Пример расчета:* 1 мг  $^{238}\text{U}$  с  $T_{1/2} = 4,47 \cdot 10^9$  лет и значение  $\varepsilon = 49 \cdot 10^{-8}$  Зв/Бк (табл. 6).

Тогда  $A = 12,4$  Бк и  $A\varepsilon = 6,1 \cdot 10^{-6}$  Зв. Для 1 мг  $^{234}\text{U}$  с  $T_{1/2} = 2,47 \cdot 10^5$  лет и  $\varepsilon = 55 \cdot 10^{-8}$  Зв/Бк  $A\varepsilon = 0,126$  Зв, т.е. примерно в  $5 \cdot 10^5$  раз больше. Однако в природном уране оба радионуклида находятся в радиоактивном равновесии, следствие чего их концентрации отличаются в  $18100 = (4,47 \cdot 10^9 / 2,47 \cdot 10^5)$  раз. Тогда  $0,126 / 18100 = 6,9 \cdot 10^{-6} = A\varepsilon$  для  $^{234}\text{U}$  в равновесии с 1 мг  $^{238}\text{U}$ . Если же сравнить 1 мг  $^{238}\text{U}$  с радионуклидами плутония 239 и 240, то получим величину порядка  $10^7$ . Это

позволяет понять, почему при работе с плутонием требуется более мощная защита от аэрозолей в виде боксов или горячих камер.