

Лабораторная работа №12

Радиация

Работа «Радиация» знакомит с основными источниками воздействия радиоактивного излучения на живой организм и последствиями, к которым может привести облучение человека. Она даёт представление о методах защиты от источников радиации и организации безопасной работы с радиоактивными препаратами. Описание используется совместно с компьютерной программой. Программа генерирует каждому студенту индивидуальное задание, состоящее из нескольких задач, и проверяет правильность ответов.

1. Введение
2. Корпускулярное излучение
 - 2.1. Электромагнитное излучение
3. Передача энергии радиации веществу
 - 3.1. Тяжёлые заряженные частицы — протоны, альфа-частицы, продукты деления и другие
 - 3.2. Электроны, позитроны
 - 3.3. Нейтроны
 - 3.4. Взаимодействие электромагнитного излучения с веществом
4. Воздействие радиации на ткани живого организма
5. Дозы излучения и единицы измерения
 - 5.1. Предельно допустимые дозы облучения
6. Естественные источники радиации
 - 6.1. Космическое излучение
 - 6.2. Космогенные радионуклиды
 - 6.3. Внешнее облучение от радионуклидов земного происхождения
 - 6.4. Внутреннее облучение от радионуклидов земного происхождения
7. Радиация от источников, созданных деятельностью человека
8. Испытания ядерного оружия
9. Атомная энергетика
10. Медицинское применение радиации
11. Воздействие радиации на человека
12. Меры защиты
13. Примеры решения задач
14. Контрольные вопросы и задачи

1. Введение

Радиация является постоянным спутником Жизни. Мы живем в мире, в котором радиация присутствует повсюду. Свет и тепло ядерных реакций на Солнце являются необходимыми условиями нашего существования. Радиоактивные вещества естественного происхождения присутствуют в окружающей среде. Наше тело содержит радиоактивные изотопы ^{14}C , ^{40}K , ^{210}Po . Зарождение жизни на Земле и её последующая эволюция

протекали в условиях постоянного воздействия радиации.

Явление радиоактивности было открыто в 1896 году французским ученым Анри Беккерелем. В настоящее время оно широко используется в науке, технике, медицине, промышленности. Рентгеновские лучи и радиоактивные изотопы используются в медицинских исследованиях, однако сразу же стало ясно, что радиация является потенциально опасным источником для живых организмов. В больших объёмах образуются искусственные радионуклиды, главным образом в качестве побочного продукта на предприятиях оборонной промышленности и атомной энергетики. Попадая в окружающую среду, они оказывают воздействия на живые организмы, в чем и заключается их опасность. Для правильной оценки этой опасности необходимо чёткое представление о масштабах загрязнения окружающей среды, о выгодах, которые приносят производства, основным или побочным продуктом которых являются радионуклиды, и потерях, связанных с отказом от этих производств, о реальных механизмах действия радиации, последствиях и существующих мерах защиты.

В массовом сознании населения доминирует настороженное отношение к производствам, деятельность которых приводит к образованию радиоактивных изотопов и в первую очередь к предприятиям ядерного цикла. Этому способствуют как объективные (крупные аварии), так и субъективные (некомпетентность, искажённая картина в средствах массовой информации) факторы. При этом не принимаются во внимание два обстоятельства.

Первое — это необходимость сравнительного подхода. Например, ценой за использование автомобиля является ежегодная гибель десятков тысяч людей в авариях, ещё большее количество получает травмы. Происходит загрязнение окружающей среды выхлопными газами автомобилей, особенно в густонаселённых городах. И это далеко не полный перечень негативных последствий от использования автомобильного транспорта.

Второе обстоятельство — это экономическая и технологическая необходимость использования атомной энергии в современном мире. Привлекательность использования АЭС связана с ограниченностью и постоянным ростом стоимости энергоносителей для тепловых электростанций, меньшими радиоактивными и значительно более низкими химическими загрязнениями окружающей среды, гораздо меньшими объемами транспортных перевозок у предприятий ядерного цикла, отнесёнными к единице производимой в конечном счете электроэнергии, по сравнению с аналогичными показателями для предприятий топливного цикла.

Альтернативы использованию АЭС в глобальной экономике в настоящее время нет, а в обозримом будущем она может появиться только со стороны термоядерных установок. Первая в мире опытно-промышленная АЭС мощностью в 5 МВт была пущена в СССР 27 июня 1954 г. в г. Обнинске. В последующий период производство электроэнергии на АЭС быстро росло и в настоящее время в развитых странах они превратились в основного поставщика электроэнергии. Работа предприятий ядерного цикла в режиме нормальной эксплуатации не наносит человеку сколько-нибудь заметного вреда и значительно безопаснее последствий других видов деятельности. Аварии на АЭС значительно увеличивают экологическую угрозу, но не в большей степени, чем аварии на крупных химических производствах, бесконтрольное использование пестицидов и минеральных удобрений, аварии на транспорте и т.д. Следует также иметь в виду, что радиация, связанная с нормальным развитием ядерной энергетики, составляет лишь малую долю радиации, порождаемой деятельностью человека. Значительно большие дозы мы получаем от других источников, вызывающих меньше нареканий. Применение рентгеновских лу-

чей в медицине, сжигание угля, использование воздушного транспорта, пребывание в хорошо герметизированных помещениях могут привести к значительному увеличению уровня облучения.

Хорошее знание свойств радиации и её воздействия позволяет свести к минимуму связанный с её использованием риск и по достоинству оценить те огромные блага, которые приносит человеку применение достижений ядерной физики в различных сферах.

2. Корпускулярное излучение

Радиация — обобщённое понятие. Оно включает различные виды излучений, часть которых встречается в природе, другие получаются искусственным путем. Прежде всего следует различать корпускулярное излучение состоящее из частиц с массой отличной от нуля, и электромагнитное излучение. Корпускулярное излучение может состоять как из заряженных, так и из нейтральных частиц.

Альфа-излучение — представляет собой ядра гелия, которые испускаются при радиоактивном распаде элементов тяжелее свинца или образуются в ядерных реакциях.

Бета-излучение — это электроны или позитроны, которые образуются при бета-распаде различных элементов от самых лёгких (нейтрон) до самых тяжёлых.

Космическое излучение. Приходит на Землю из космоса. В его состав входят преимущественно протоны и ядра гелия. Более тяжёлые элементы составляют менее 1 %. Проникая вглубь атмосферы, космическое излучение взаимодействует с ядрами, входящими в состав атмосферы, и образует потоки вторичных частиц (мезоны, гамма-кванты, нейтроны и др.).

Нейтроны. Образуются в ядерных реакциях (в ядерных реакторах и в других промышленных и исследовательских установках, а также при ядерных взрывах). Продукты деления. Содержатся в радиоактивных отходах переработанного топлива ядерных реакторов.

Протоны, ионы. В основном получают на ускорителях.

2.1. Электромагнитное излучение

Электромагнитное излучение имеет широкий спектр энергий и различные источники: гамма-излучение атомных ядер и тормозное излучение ускоренных электронов, радиоволны (таблица 1).

Характеристики электромагнитных излучений

Энергия, эВ	Длина волны, м	Частота, Гц	Источник излучения
10^9	10^{-16}	10^{24}	Тормозное излучение
10^5	10^{-12}	10^{20}	Гамма излучение ядер
10^3	10^{-10}	10^{18}	Рентгеновское излучение
10^1	10^{-8}	10^{16}	Ультрафиолетовое излучение
10^{-1}	10^{-6}	10^{14}	Видимый свет
10^{-3}	10^{-4}	10^{12}	Инфракрасное излучение
10^{-5}	10^{-2}	10^{10}	Микроволновое излучение
10^{-7}	10^0	10^8	СВЧ
10^{-9}	10^2	10^6	Радиоволны ВЧ
10^{-11}	10^4	10^4	Радиоволны НЧ

3. Передача энергии радиации веществу

Различные виды радиации по разному взаимодействуют с веществом в зависимости от типа испускаемых частиц, их заряда, массы и энергии. Заряженные частицы ионизируют атомы вещества, взаимодействуя с атомными электронами. Нейтроны и гамма-кванты, сталкиваясь с заряженными частицами в веществе, передают им свою энергию, в случае гамма-квантов возможно также рождение электрон-позитронных пар. Эти вторичные заряженные частицы, тормозясь в веществе, вызывают его ионизацию. Воздействие излучения на вещество на промежуточном этапе приводит к образованию быстрых заряженных частиц и ионов. **Радиационные повреждения** вызываются в основном этими вторичными частицами, так как они взаимодействуют с большим количеством атомов, чем частицы первичного излучения. В конечном итоге энергия первичной частицы трансформируется в кинетическую энергию большого количества атомов среды и приводит к ее разогреву и ионизации.

3.1. Тяжёлые заряженные частицы — протоны, альфа-частицы, продукты деления и другие

Основную часть потерь при движении тяжёлой нерелятивистской заряженной частицы в веществе составляют ионизационные потери. Рассмотрим пролёт такой частицы с зарядом Ze и скоростью v вдоль оси x на расстоянии ρ от неподвижного электрона (рис. 1).

Максимальная сила взаимодействия в момент наибольшего сближения частиц равна $F = Ze^2/\rho^2$. Если время взаимодействия взять приближённо равным $\Delta t \approx 2\rho/v$, то переданный электрону импульс равен $\Delta p \approx F\Delta t = 2Ze^2/\rho v$, а переданная ему энергия равна $\Delta E \approx (\Delta p)^2/2m = 2Z^2e^4/mv^2\rho^2$ (m — масса электрона). Число электронов с плотностью n_e в элементе объёма $\Delta V = 2\pi\rho dpdx$ равно $dN = n_e dV$, так что суммарная энергия,

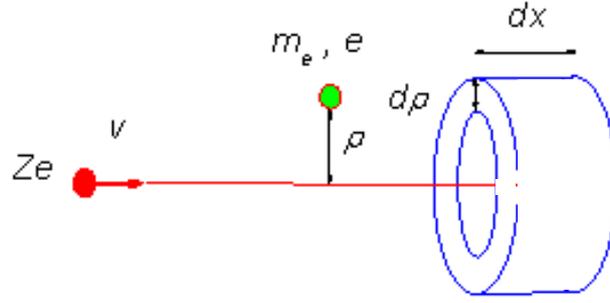


Рис. 1: Пролёт тяжёлой нерелятивистской заряженной частицы с зарядом Ze и скоростью v вдоль оси x на расстоянии ρ от неподвижного электрона.

переданная этим электронам, составляет

$$dE = \Delta E \Delta N = \frac{4\pi n_e Z^2 e^4}{mv^2} \frac{d\rho}{\rho} dx .$$

Отсюда находим потери энергии частицей на единице пути

$$\frac{dE}{dx} = \frac{4\pi n_e Z^2 e^4}{mv^2} \ln \frac{\rho_{\text{макс.}}}{\rho_{\text{мин.}}} .$$

Величина $\rho_{\text{макс.}}$ ограничена тем, что при больших ρ и малых F атомный электрон уже не может рассматриваться как свободный, так как энергия взаимодействия будет сравнима с потенциалом ионизации. Ограничения на величину $\rho_{\text{мин.}}$ связаны с тем, что при очень малых ρ величина F формально расходится и сделанные приближения о неподвижности электрона, его локализации и нерелятивистском характере процессов перестают выполняться.

Тяжёлые заряженные частицы взаимодействуют главным образом с электронами атомных оболочек, вызывая ионизацию атомов. Максимальная энергия, которая может быть передана в одном акте взаимодействия тяжёлой частицей, движущейся со скоростью $v \ll c$, неподвижному электрону, равна $E_{\text{max}} = 2mev^2$. Проходя через вещество, заряженная частица совершает десятки тысяч соударений, постепенно теряя энергию. Тормозная способность вещества может быть охарактеризована величиной удельных потерь dE/dx . Удельные ионизационные потери представляют собой отношение энергии E заряженной частицы, теряемой на ионизацию среды при прохождении отрезка x , к длине этого отрезка. Удельные потери энергии возрастают с уменьшением энергии частицы (рис. 2) и особенно резко перед остановкой в веществе (**пик Брэгга**). Этот эффект используется в терапии рака, где очень важно обеспечить максимальное выделение энергии в глубоко расположенной опухоли, причиняя при этом минимальный вред окружающей здоровой ткани.

Для определенной среды и частицы с данным зарядом Z величина dE/dx является функцией только кинетической энергии: $dE/dx = \varphi(E)$. Проинтегрировав это выражение по всем значениям E от 0 до E_{max} , можно получить полный пробег частицы, то есть полный путь R , который заряженная частица проходит до остановки и полной потери кинетической энергии:

$$R = \int_0^{E_{\text{max}}} \frac{dE}{\varphi(E)} .$$

Удельные ионизационные потери энергии для тяжёлых заряженных частиц при энергиях $E \ll (M/m_e)Mc^2$. Точный расчёт даёт при $E \ll M^2c^2/m$, где E — энергия частицы, M — её масса,

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{иониз.}} = -\frac{4\pi Z^2}{\beta^2} n_e r_0^2 m_e c^2 \left[\ln\left(\frac{2m_e c^2 \beta^2}{\bar{I}}\right) - \ln(1 - \beta^2) - \beta^2 \right],$$

где

M — масса заряженной частицы;

m_e — масса электрона ($m_e c^2 = 511$ кэВ — энергия покоя электрона);

c — скорость света; v — скорость частицы; $\beta = v/c$;

Z — заряд частицы в единицах заряда позитрона;

n_e — плотность электронов в веществе;

\bar{I} — средний ионизационный потенциал атомов вещества среды, через которую проходит частица: $\bar{I} = 13.5 \cdot Z'$ эВ, где Z' — заряд ядер вещества среды в единицах заряда позитрона;

$r_0 = e^2/m_e c^2 = 2.8 \cdot 10^{-13}$ см — классический радиус электрона.

Тяжёлые заряженные частицы взаимодействуют в основном с атомными электронами и поэтому мало отклоняются от направления своего первоначального движения. Вследствие этого пробег тяжёлой частицы R измеряют расстоянием по прямой от источника частиц до точки их остановки. Обычно пробег измеряется в единицах длины (м, см, мкм) или длины, умноженной на плотность (г/см²). Пробеги альфа-частиц и протонов в некоторых средах приведены в таблице 2 и таблице 3.

Таблица 2

**Величина пробега α -частиц
в различных средах в зависимости от энергии**

E_α , МэВ	4.0	5.0	6.0	7.0	8.0	9.0	10.0
Воздух, см	2.5	3.5	4.6	5.9	7.4	8.9	10.6
Al, мкм	16	23	30	38	48	58	69
Биологическая ткань, мкм	31	43	56	72	91	110	130

**Величина пробега протонов в алюминии
в зависимости от их энергии E_p**

E_p , МэВ	1	3	5	10
Пробег, см	$1.3 \cdot 10^{-3}$	$7.8 \cdot 10^{-3}$	$1.8 \cdot 10^{-2}$	$6.2 \cdot 10^{-2}$
Пробег, мг/см ²	3.45	21	50	170

E_p , МэВ	20	40	100	1000
Пробег, см	$2.7 \cdot 10^{-1}$	$7.0 \cdot 10^{-1}$	3.6	148
Пробег, мг/см ²	560	$1.9 \cdot 10^3$	$9.8 \cdot 10^3$	$4 \cdot 10^5$

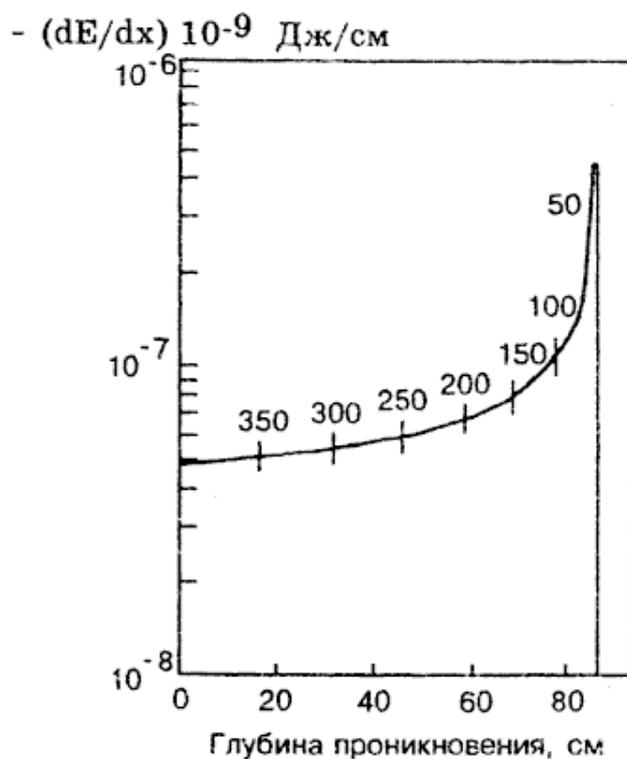


Рис. 2: Зависимость тормозной способности биологической ткани для протонов с начальной энергией 400 МэВ от глубины проникновения протонов в слой вещества. Численные значения над кривой — энергия протона (в МэВ) на различной глубине проникновения. В конце пробега — пик Брэгга.

3.2. Электроны, позитроны

Прохождение электронов и позитронов через вещество отличается от прохождения тяжёлых заряженных частиц. Главная причина — малые массы покоя электрона и позитрона. Это приводит к относительно большому изменению импульса при каждом

столкновении, что вызывает заметное изменение направления движения электрона или позитрона и как результат — электромагнитное **радиационное излучение**.

Ионизационные потери электронов преобладают в области относительно небольших энергий. С ростом энергии электрона E растут **радиационные потери**. Отношение K удельных радиационных и ионизационных потерь энергии определяется зависимостью :

$$K = \frac{(dE/dx)_{\text{рад}}}{(dE/dx)_{\text{иониз}}} = 1.25 \cdot 10^{-3} Z E ,$$

где E выражается в Мегаэлектронвольтах, Z — средний заряд ядер атомов среды.

Энергия электронов $E_{\text{крит}}$, при которой величина удельных радиационных потерь равна величине удельных ионизационных потерь — называется критической. **Критические энергии** для различных веществ приведены в таблице 4.

Таблица 4

**Критические энергии электронов $E_{\text{крит}}$
и радиационные длины L_r для различных веществ**

Вещество	Критическая энергия $E_{\text{крит}}$, МэВ	Радиационная длина L_r	
		г/см ²	см
Н	340	63.1	$7 \cdot 10^5$
С	103	42.7	19.4
Воздух	83	36.2	$3 \cdot 10^4$
Al	47	24	8.9
Fe	24	13.8	1.77
Cu	21.5	12.9	1.4
Pb	6.9	6.4	0.5

При энергиях электрона выше критической радиационные потери преобладают над ионизационными. Так для электронов с энергией 100 МэВ радиационные потери в железе и свинце превышают ионизационные соответственно в 3 и 10 раз. В области энергий, в которой преобладают радиационные потери, энергия электронов экспоненциально убывает при прохождении через вещество:

$$E = E_0 e^{-x/L_r} ,$$

где E_0 — начальная энергия электрона, E — энергия электрона после прохождения длины x , L_r — **радиационная длина**.

Прохождение позитронов в веществе описывается теми же соотношениями. Дополнительно необходимо учесть эффекты аннигиляции налетающего позитрона с электроном вещества. Сечение аннигиляции $\sigma_{\text{анниг}} \sim 1/v$, поэтому позитроны аннигилируют, практически потеряв всю свою энергию. Масса электронов значительно меньше массы тяжёлых частиц, что сказывается на характере их движения в веществе. При столкновении с атомными электронами и ядрами электроны значительно отклоняются от первоначального направления движения и двигаются по извилистой траектории. Для электронов вводится **эффективный пробег**, определяемый минимальной толщиной вещества, измеряемой в направлении исходной скорости пучка и соответствующей полному поглощению электронов.

Эффективные пробеги в г/см^2 электронов с энергией E (МэВ) в алюминии можно определить по формулам:

$$\begin{aligned} R(\text{Al}) &= 0,407E^{1,38}, & 0,15 < E < 0,8 \text{ МэВ}, \\ R(\text{Al}) &= 0,542E - 0,133, & 0,8 < E < 3 \text{ МэВ}, \\ R(\text{Al}) &= 0,530E - 0,106, & 2,5 < E < 20 \text{ МэВ}. \end{aligned}$$

Эффективный пробег электронов в веществе с зарядом Z и массовым числом A связан с эффективным пробегом в алюминии следующим образом:

$$R(A, Z) = R(\text{Al}) \frac{(Z/A)_{\text{Al}}}{(Z/A)}.$$

Эффективные пробеги электронов в различных веществах приведены в таблице 5.

Таблица 5

Эффективные пробеги электронов в различных веществах в зависимости

Вещество	Энергия электронов, МэВ				
	0.05	0.5	5	50	500
Воздух	4.1	160	$2 \cdot 10^3$	$1.7 \cdot 10^4$	$6.3 \cdot 10^4$
Вода	$4.7 \cdot 10^{-3}$	0.19	2.6	19	78
Алюминий	$2 \cdot 10^{-3}$	0.056	0.95	4.3	8.6
Свинец	$5 \cdot 10^{-4}$	0.026	0.30	1.25	2.5

Удельные потери электронов с кинетической энергией E

$$E = m_e c^2 \left(\frac{1}{\sqrt{1 - \beta^2}} - 1 \right)$$

складываются из суммы ионизационных и радиационных потерь:

Ионизационные потери

$$\begin{aligned} \left(\frac{dE}{dx} \right)_{\text{иониз.}} &= -\frac{2\pi}{\beta^2} n_e r_0^2 m_e c^2 \left[\ln \left(\frac{m_e c^2 E}{\bar{I}^2} \frac{\beta^2}{2(1 - \beta^2)} \right) \right. \\ &\left. - (2\sqrt{1 - \beta^2} - 1 + \beta^2) \ln 2 + 1 - \beta^2 + \frac{1}{8} (1 - \sqrt{1 - \beta^2})^2 \right], \end{aligned}$$

Радиационные потери

$$\begin{aligned} \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад.}} &= -\frac{16}{3}n_e E \frac{Zr_0^2}{137} & E \ll mc^2 = 511 \text{ кэВ}, \\ \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад.}} &= -n_e E \frac{Zr_0^2}{137} \left(4 \ln \frac{2E}{mc^2} - \frac{4}{3}\right) & 1 \ll E/mc^2 \ll \frac{137}{Z^{1/3}}, \\ \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад.}} &= -n_e E \frac{Zr_0^2}{137} \left(4 \ln \frac{183}{Z^{1/3}} + \frac{2}{9}\right) & E/mc^2 \gg \frac{137}{Z^{1/3}}. \end{aligned}$$

Здесь

m_e — масса электрона ($m_e c^2 = 511$ кэВ — энергия покоя электрона);

c — скорость света; v — скорость частицы; $\beta = v/c$;

Z — заряд ядер вещества в единицах заряда позитрона;

n_e — плотность электронов в веществе;

\bar{I} — средний ионизационный потенциал атомов вещества среды, через которую проходит частица: $\bar{I} = 13.5 \cdot Z$ эВ;

$r_0 = e^2/m_e c^2 = 2.8 \cdot 10^{-13}$ см — классический радиус электрона.

Радиационные потери можно описать с помощью следующего простого соотношения:

$$\frac{dE}{dx}_{\text{рад.}} = -\frac{E}{L_r},$$

где L_r — радиационная длина.

3.3. Нейтроны

В связи с отсутствием у нейтронов электрического заряда они проходят в веществе без взаимодействий сравнительно большие расстояния, измеряемые сантиметрами. Эффективные сечения взаимодействия нейтронов с электронами атома малы ($\sigma \approx 10^{-22}$ см²) по сравнению с сечением взаимодействия заряженной частицы с атомом ($\sigma \approx 10^{-16}$ см²).

Нейтроны сталкиваются главным образом с ядрами атомов, входящих в состав вещества. Явления, происходящие при взаимодействии нейтронов с ядрами, зависят от кинетической энергии нейтронов. Поэтому обычно нейтроны делят на отдельные энергетические группы — тепловые, медленные и быстрые нейтроны. Границы этих энергетических групп условны (таблица 6).

Таблица 6

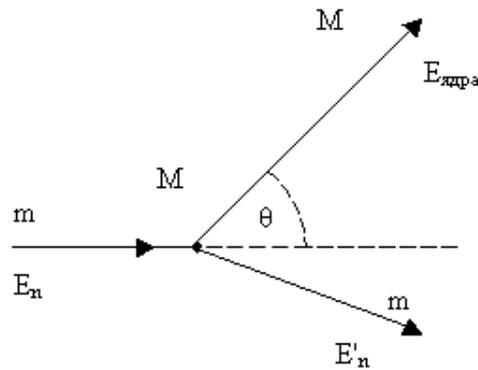
Классификация нейтронов по энергии

Энергия нейтронов	Типы нейтронов
< 0.05 эВ (= $580 K^\circ$)	тепловые нейтроны
0.05 эВ ÷ 1 кэВ	медленные нейтроны
> 1 кэВ	быстрые нейтроны

Быстрые нейтроны передают энергию главным образом в результате прямых столкновений с атомными ядрами. Энергия, переданная от нейтрона ядру ($E_{\text{ядра}}$), зависит от массы ядра и угла рассеяния.

$$E_{\text{ядра}} = \frac{4Mm}{(M+m)^2} E_n \cos^2 \theta ,$$

где M , m — масса ядра и масса нейтрона, E_n — начальная энергия нейтрона, θ — угол между первоначальным направлением движения нейтрона и направлением движения ядра отдачи в лабораторной системе координат.

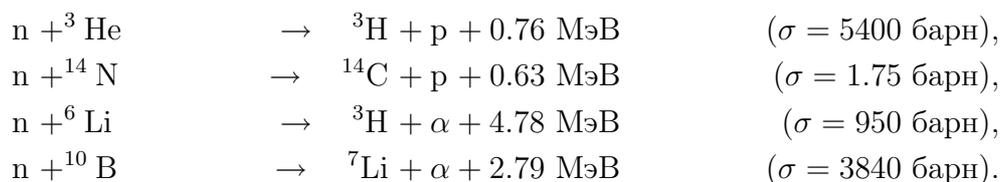


В среде из лёгких ядер нейтроны могут передавать практически всю свою энергию в результате одного столкновения, если столкновение лобовое. Для быстрых нейтронов наиболее важным результатом взаимодействия являются упругие (n, n) и неупругие (n, n') столкновения с атомными ядрами. В зависимости от типа ядра и энергии налетающего нейтрона величина сечения изменяется в интервале нескольких барн.

Для медленных нейтронов наблюдаются максимумы в сечении взаимодействия при определённых значениях энергий нейтронов E_n , характерных для данного вещества. Основные процессы — рассеяние и замедление нейтронов до тепловых скоростей.

Энергии тепловых нейтронов не превышают энергии связи атомов в водородосодержащих молекулах. Поэтому в случае, если не происходит ядерной реакции, тепловые нейтроны могут вызвать лишь возбуждения колебательных степеней свободы, что приводит к разогреву вещества.

Наиболее существенные реакции, идущие под действием тепловых нейтронов, следующие:



Наиболее характерными реакциями при взаимодействии тепловых нейтронов с веществом являются реакции радиационного захвата (n, γ). При уменьшении энергии нейтронов сечение упругого рассеяния (n, n) остается примерно постоянным на уровне нескольких барн, а сечение (n, γ) растёт по закону $1/v$, где v — скорость налетающего нейтрона.

Поэтому для очень медленных нейтронов возрастает не только абсолютная, но и относительная роль реакций радиационного захвата.

В области тяжёлых ядер начинают проявлять себя реакции деления (n, f). Однако для живой материи, состоящей преимущественно из лёгких элементов, эти реакции несущественны.

Ослабление узкого коллимированного пучка нейтронов тонким слоем вещества происходит по экспоненциальному закону:

$$I(x) = I_0 e^{-N\sigma x},$$

где I_0 и $I(x)$ — значения плотности потока до и после прохождения слоя вещества x , N — число ядер в единице объема вещества, σ — полное сечение взаимодействия нейтронов с веществом.

Величина $\Sigma = N\sigma$ имеет размерность обратной длины (см^{-1}) и называется — **линейный коэффициент ослабления** потока нейтронов в веществе.

Величина $\lambda = 1/\Sigma$ имеет размерность длины и называется — **длина свободного пробега** нейтрона в веществе.

Средняя длина пробега по отношению к поглощению λ_a — это расстояние, при прохождении которого плотность потока нейтронов из-за поглощения уменьшается в e раз.

Плотность потока нейтронов $N(R)$ на расстоянии R от точечного источника, испускающего N_0 моноэнергетических нейтронов в единицу времени, определяется соотношением:

$$N(R) = \frac{N_0}{4\pi R^2} e^{-R/\lambda_a}.$$

Для защиты от нейтронных источников высокой интенсивности наиболее употребительным материалом в промышленности является бетон.

Таблица 7

Длина свободного пробега быстрых нейтронов (λ) в различных материалах

Материал	Химическая формула	Плотность, г/см^3	λ (см) при энергиях	
			4 МэВ	14.9 МэВ
Полиэтилен	$(\text{CH}_2)_4$	0.92	5.5	13.9
Плексиглас	$\text{C}_5\text{H}_8\text{O}_2$	1.18	6.3	15.2
Карбид бора	B_4C	1.67	12.0	17.2
Графит	C	1.67	11.4	24.0
Алюминий	Al	2.7	14.1	15.9
Железо	Fe	7.89	7.6	8.3
Свинец	Pb	11.34	15.0	15.5

На рис. 3 приведены в полулогарифмическом масштабе кривые ослабления γ -лучей, быстрых и тепловых нейтронов в бетоне. Данные о длине свободного пробега быстрых нейтронов в различных материалах приведены в таблице 7.

В лабораторных условиях для защиты от быстрых нейтронов обычно используют комбинированную защиту, состоящую из парафина (воды), кадмия (бора) и свинца. В

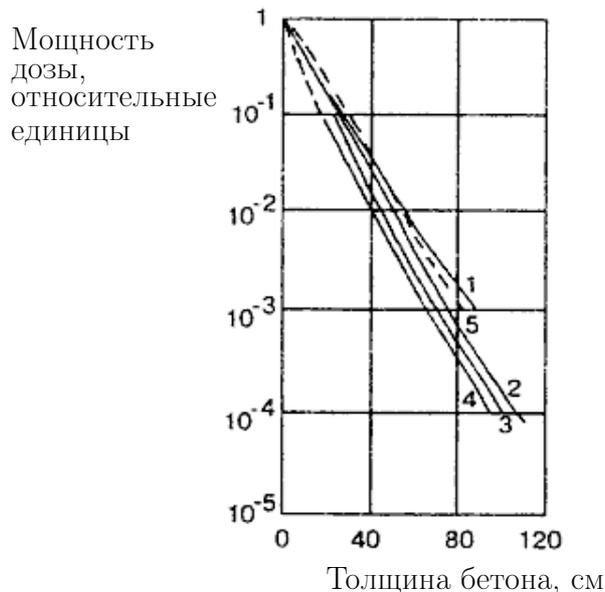


Рис. 3: Кривые ослабления в бетоне гамма-лучей (1), быстрых нейтронов (2), общего потока нейтронов (3), медленных нейтронов (4) и тепловых нейтронов (5).

такой защите последовательно происходит замедление быстрых нейтронов (парафин, вода), поглощение нейтронов в результате (n, γ) реакции (кадмий, бор) и ослабление интенсивности образующихся γ -квантов (свинец). Чисто свинцовая защита неэффективна, так как при упругих столкновениях с тяжёлыми ядрами свинца нейтроны не теряют энергию, а только меняют направление своего движения и после ряда столкновений выходят из защитного слоя с энергией близкой к начальной. Нейтроны теряют энергию при столкновении с ядрами лёгких элементов (водород), содержащихся в парафине и воде. В ядерных реакторах в качестве замедлителя применяют также углерод (графит).

3.4. Взаимодействие электромагнитного излучения с веществом

При прохождении через вещество фотоны (гамма-кванты) взаимодействуют с атомами, электронами и ядрами, в результате их интенсивность уменьшается. В области энергий до 10 МэВ наиболее существенными процессами являются **фотоэффект**, **эффект Комптона** и **образование электрон-позитронных пар**. При энергии гамма-квантов больше 10 МэВ превышает порог фотоядерных реакций и в результате взаимодействия фотонов с ядрами становятся возможны реакции типа (γ, p) , (γ, n) , (γ, α) . Сечения фотоядерных реакций в области энергий до 100 МэВ составляют 1% полного сечения взаимодействия гамма-квантов с атомом. Однако, **фотоядерные реакции** необходимо учитывать в процессах преобразования фотонного излучения в веществе, так как вторичные заряженные частицы, такие как протоны и альфа-частицы, могут создавать высокую плотность ионизации.

При фотоэффекте фотон поглощается атомом и высвобождается электрон. Энергетические соотношения при этом выглядят следующим образом :

$$E_{\gamma} = E_e + E_i ,$$

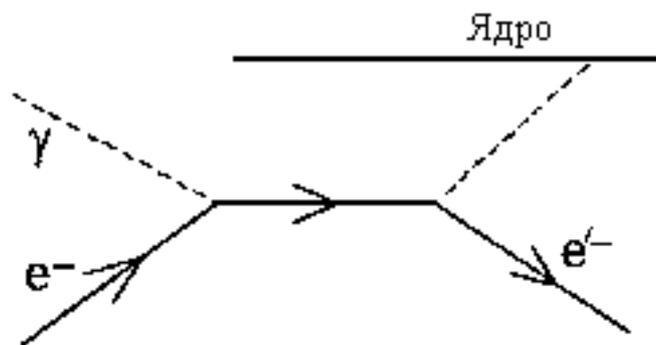


Рис. 4: Фотоэффект.

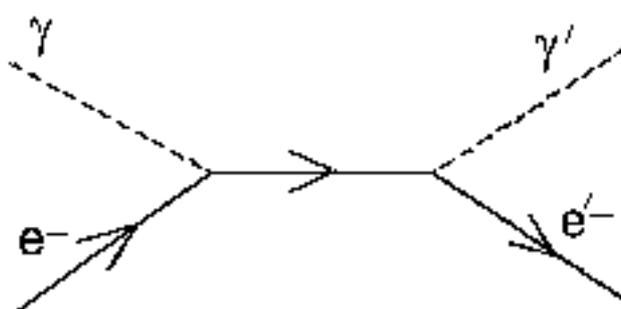


Рис. 5: Эффект Комптона.

где E_γ — энергия первичного фотона, E_i — энергия связи электрона в атоме, E_e — кинетическая энергия вылетевшего электрона.

После вылета фотоэлектрона в атомной оболочке образуется вакансия. Переход менее связанных электронов на вакантные уровни сопровождается выделением энергии, которая может передаваться одному из электронов верхних оболочек атома, что приводит к его вылету из атома (**эффект Оже**) или трансформироваться в энергию характеристического рентгеновского излучения. Таким образом, при фотоэффекте часть энергии первичного гамма-кванта преобразуется в энергию электронов (**фотоэлектроны и электроны Оже**), а часть выделяется в виде характеристического излучения. Линейный коэффициент фотопоглощения можно записать в виде :

$$\tau = \tau_k + \tau_s ,$$

где τ_k характеризует часть коэффициента поглощения, приводящую к преобразованию первичной энергии фотона в кинетическую энергию электрона. τ_s характеризует преобразование энергии первичных фотонов в энергию характеристического излучения.

Линейный коэффициент фотоэлектрического поглощения пропорционален отношению:

$$\tau = \frac{Z^5}{E_\gamma^{3.5}} .$$

Величина τ резко уменьшается с ростом энергии и при $E_\gamma > 10$ Мэв фотоэлектроны практически не образуются.

Ослабление интенсивности I падающего пучка фотонов в зависимости от толщины слоя вещества описывается соотношением:

$$I(x) = I_0 e^{-\mu x} , \quad \mu = \tau + \varepsilon + \chi ,$$

где

τ — линейный коэффициент ослабления в случае фотоэффекта;

ε — линейный коэффициент ослабления для комптон-эффекта;

χ — линейный коэффициент ослабления в случае эффекта образования пар.

В случае **эффекта Комптона**, часть энергии γ -кванта преобразуется в кинетическую энергию электронов отдачи, а часть энергии уносит рассеянный фотон. Аналогично фотоэффекту линейный коэффициент комптоновского взаимодействия можно представить в виде:

$$\epsilon = \epsilon_k + \epsilon_s ,$$

где ϵ_k и ϵ_s имеют тот же смысл, что и τ_k и τ_s в случае фотоэффекта.

Вероятность рассеяния γ -квантов в случае эффекта Комптона зависит от плотности атомных электронов $n_e \sim Z$. Линейный коэффициент комптоновского рассеяния $\epsilon \sim Z/E_\gamma$. Поэтому с увеличением энергии число рассеянных γ -квантов уменьшается.

В случае тяжёлых ядер комптон-эффект начинает преобладать над фотоэффектом в области энергий $E_\gamma > 1$ Мэв. Комптон-эффект слабее зависит от энергии по сравнению

с фотоэффектом. Поэтому им можно пренебречь лишь в области энергий $E_\gamma > 10 \text{ МэВ}$, где становится существенным эффект образования электрон-позитронных пар.

В случае **образования электрон-позитронных пар** баланс энергии имеет следующий вид:

$$E_\gamma = 2m_e c^2 + E_{e^-} + E_{e^+} ,$$

где E_{e^-} и E_{e^+} — кинетические энергии электрона и позитрона.

В случае эффекта образования электрон-позитронных пар энергия первичного фотона преобразуется в кинетическую энергию электрона и позитрона и в энергию аннигиляционного излучения.

Если через χ обозначить линейный коэффициент эффекта образования пар, то часть коэффициента χ_k , характеризующая преобразование энергии первичного фотона в кинетическую энергию электрона и позитрона, определяется соотношением:

$$\chi_k = \frac{E_\gamma - 1.022}{E_\gamma} \chi .$$

Линейный коэффициент эффекта образования пар $\chi \sim Z^2 \ln E_\gamma$. В области энергий $E_\gamma > 10 \text{ МэВ}$ основную роль в ослаблении пучка γ -квантов играет эффект образования пар.

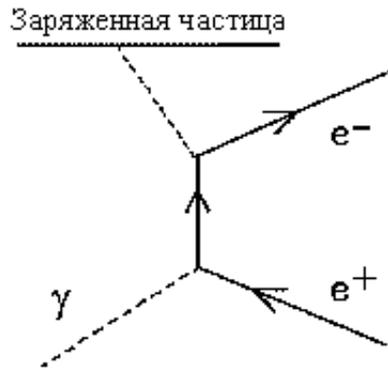


Рис. 6: Эффект образования пар.

Таким образом, во всех трех процессах взаимодействия первичного фотона с веществом часть энергии преобразуется в кинетические энергии электронов и позитронов, а часть — в энергию вторичного фотонного излучения.

Поэтому коэффициент линейного ослабления потока фотонов можно записать в виде:

$$\mu = \mu_k + \mu_s ,$$

где ϵ_k и ϵ_s имеют тот же смысл, что и τ_k и τ_s в случае фотоэффекта.

μ_k — линейный коэффициент передачи энергии излучения. Он определяет долю энергии γ -излучения, переданную электронам и позитронам в слое вещества. Значения μ и μ_k в различных средах даны в таблице 8.

μ_s — линейный коэффициент рассеяния. Он определяет долю энергии γ -излучения, преобразованную в энергию вторичного γ -излучения.

Величина μ зависит от плотности ρ , заряда ядер вещества Z и энергии γ -квантов:

$$\mu = \mu(\rho, Z, E_\gamma) .$$

Можно ввести **массовый коэффициент ослабления** $\mu_m = \mu/\rho$. Тогда соотношение $I(x) = I_0 e^{-\mu x}$ будет иметь вид:

$$I(x) = I_0 e^{-\mu_m M_x} .$$

где $M_x = \rho x$. Если точечный источник γ -излучения находится в вакууме, то плотность потока γ -излучения I будет меняться с изменением расстояния R до источника по закону:

$$I(R) = \frac{I_0}{4\pi R^2} .$$

Таблица 8

Линейные коэффициенты передачи μ_k и линейные коэффициенты ослабления μ , в различных средах, см^{-1}

Энергия γ -квантов, МэВ	Вода		Алюминий		Свинец	
	μ_k	μ	μ_k	μ	μ_k	μ
0.1	0.0253	0.171	0.1002	0.444	24.494	60.0
0.2	0.0299	0.137	0.0742	0.323	6.645	11.8
0.5	0.0330	0.097	0.0775	0.228	1.022	1.72
1.0	0.0310	0.0706	0.0726	0.166	0.435	0.79
2.0	0.0260	0.0493	0.0613	0.117	0.218	0.51
5.0	0.0189	0.0302	0.0486	0.075	0.308	0.49
10.0	0.0154	0.0221	0.0451	0.062	0.372	0.60

Если **точечный источник** γ -излучения помещен в вещество, то на ослабление плотности потока моноэнергетических γ -квантов влияет и взаимодействие с веществом и увеличение расстояния:

$$I(R) = \frac{I_0}{4\pi R^2} e^{-\mu R} .$$

Это соотношение не учитывает вклад в интенсивность рассеянного излучения. Рассеянные γ -кванты после многократных столкновений с электронами могут выйти из вещества. В точку, расположенную после защитного слоя, попадают как первичные, так и рассеянные -кванты. Тогда приведенное соотношение будет иметь вид:

$$I(R) = \frac{BI_0}{R^2} e^{-\mu R} .$$

Величина B называется фактором накопления. Она обычно измеряется экспериментально.

4. Воздействие радиации на ткани живого организма

В органах и тканях биологических объектов как и в любой среде при облучении в результате поглощения энергии идут процессы ионизации и возбуждения атомов. Эти процессы лежат в основе **биологического действия излучений**. Его мерой служит количество поглощенной в организме энергии.

В реакции организма на облучение можно выделить четыре фазы. Длительность первых трёх быстрых фаз не превышает единиц микросекунд, в течение которых происходят различные молекулярные изменения. В четвёртой медленной фазе эти изменения переходят в функциональные и структурные нарушения в клетках, органах и организме в целом.

Первая, физическая фаза ионизации и возбуждения атомов длится 10^{-13} сек. Во второй, химико-физической фазе, протекающей 10^{-10} сек образуются высокоактивные в химическом отношении радикалы, которые, взаимодействуя с различными соединениями, дают начало вторичным радикалам, имеющим значительно большие по сравнению с первичными сроки жизни. В третьей, химической фазе, длящейся 10^{-6} сек, образовавшиеся радикалы, вступают в реакции с органическими молекулами клеток, что приводит к изменению биологических свойств молекул.

Описанные процессы первых трёх фаз являются первичными и определяют дальнейшее развитие лучевого поражения. В следующей за ними четвёртой, биологической фазе химические изменения молекул преобразуются в клеточные изменения. Наиболее чувствительным к облучению является ядро клетки, а наибольшие последствия вызывает повреждение ДНК, содержащей наследственную информацию. В результате облучения в зависимости от величины поглощённой дозы клетка гибнет или становится неполноценной в функциональном отношении. Время протекания четвёртой фазы очень различно и в зависимости от условий может растянуться на годы или даже на всю жизнь.

Различные виды излучений характеризуются различной биологической эффективностью, что связано с отличиями в их проникающей способности (рисунок 7) и характером передачи энергии органам и тканям живого объекта, состоящего в основном из лёгких элементов (таблица 9).

Таблица 9

**Химический состав мягкой ткани и костей
в организме человека**

Элемент	Заряд, Z	Процентное отношение по весу	
		Мягкая ткань	Кости
Водород	1	10.2	6.4
Углерод	6	12.3	27.8
Азот	7	3.5	2.7
Кислород	8	72.9	41.0
Натрий	11	0.08	—
Магний	12	0.02	0.2
Фосфор	15	0.2	7.0
Сера	16	0.5	0.2
Калий	19	0.3	—
Кальций	20	0.007	14.7

Альфа-излучение имеет малую длину пробега частиц и характеризуется слабой проникающей способностью. Оно не может проникнуть сквозь кожные покровы. Пробег альфа-частиц с энергией 4 МэВ в воздухе составляет 2.5 см, а в биологической ткани лишь 31 мкм. Альфа-излучающие нуклиды представляют большую опасность при по-

ступлении внутрь организма через органы дыхания и пищеварения, открытые раны и ожоговые поверхности.

Бета-излучение обладает большей проникающей способностью. Пробег бета-частиц в воздухе может достигать нескольких метров, а в биологической ткани нескольких сантиметров. Так пробег электронов с энергией 4 МэВ в воздухе составляет 17.8 м, а в биологической ткани 2.6 см.

Гамма-излучение имеет еще более высокую проникающую способность. Если внешнее альфа- и бета-излучение поглощается как правило в одежде или коже и представляет в основном опасность при попадании радионуклидов внутрь организма, то при внешнем гамма-облучении его воздействию подвергается весь организм. Это с одной стороны требует специальных мер защиты от гамма-излучения, а с другой позволяет использовать его в разнообразных методах дистанционной диагностики.

Нейтроны. Биологический эффект от действия **тепловых нейтронов** в основном обусловлен процессами $H(n, \gamma)^2H$ и $^{14}N(n, p)^{14}C$. Сечения этих реакций составляют соответственно 0.33 и 1.76 барн. Основной эффект воздействия на биологическую ткань происходит под действием протонов, образующихся в реакции (n, p) и теряющих всю свою энергию в месте рождения.

Для **медленных нейтронов** сечения захвата нейтронов малы. Большая часть энергии расходуется на возбуждение и расщепление молекул ткани.

Для **быстрых нейтронов** до 90 % энергии в ткани теряется при упругом взаимодействии. При этом решающее значение имеет рассеяние нейтронов на протонах. Дальнейшее выделение энергии происходит в результате ионизации среды протонами отдачи.

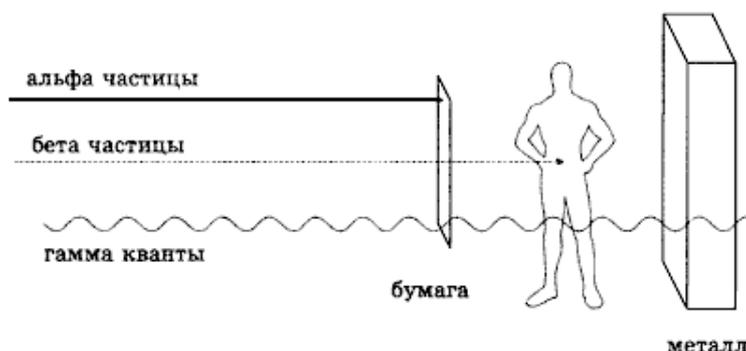


Рис. 7: Схематическое изображение проникающей способности различных излучений.

5. Дозы излучения и единицы измерения

Действие ионизирующих излучений представляет собой сложный процесс. Эффект облучения зависит от величины поглощенной дозы, ее мощности, вида излучения, объема облучения тканей и органов. Для его количественной оценки введены специальные единицы, которые делятся на внесистемные и единицы в системе СИ. Сейчас используются преимущественно единицы системы СИ. Ниже в таблице 10 дан перечень единиц

измерения **радиологических величин** и проведено сравнение единиц системы СИ и внесистемных единиц.

Таблица 10

Основные радиологические величины и их единицы

Физическая величина	Единица, её наименование, обозначение (международное, русское)		Соотношение между внесистемной единицей и единицей СИ
	внесистемные	СИ	
Активность нуклида в радиоактивном источнике	кюри (Ci, Ки)	беккерель (Bq, Бк)	1 Ки = $3.7 \cdot 10^{10}$ Бк
Экспозиционная доза излучения	рентген (R, Р)	кулон на килограмм (C/kg, Кл/кг)	1 Р = $2.58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг
Поглощённая доза излучения	рад (rad, рад)	грей (Gy, Гр)	1 рад = 0.01 Гр
Эквивалентная доза излучения	бэр (rem, бэр)	зиверт (Sv, Зв)	1 бэр = 0.01 Зв
Мощность экспозиционной дозы излучения	рентген в секунду (R/s, Р/с)	ампер на килограмм (A/kg, А/кг)	1 Р/с = $2.58 \cdot 10^{-4}$ А/кг
Мощность поглощённой дозы излучения	рад в секунду (rad/s, рад/с)	грей в секунду (Gy/s, Гр/с)	1 рад/с = 0.01 Гр/с
Мощность эквивалентной дозы излучения	бэр в секунду (rem/s, бэр/с)	зиверт в секунду (Sv/c, Зв/с)	1 бэр/с = 0.01 Зв/с
Интегральная доза излучения	рад-грамм ($rad \cdot g$, рад · г)	грей-килограмм ($Gy \cdot kg$, Гр · кг)	1 рад · г = 10^{-5} Гр · кг

Для описания влияния ионизирующих излучений на вещество используются следующие понятия и единицы измерения: Активность радионуклида в источнике A . Активность равна отношению числа самопроизвольных ядерных превращений в этом источнике за малый интервал времени dN к величине этого интервала dt :

$$A = \frac{dN}{dt} .$$

Единица активности в системе СИ — беккерель (Бк). Внесистемная единица — кюри (Ки).

Число радиоактивных ядер $N(t)$ данного изотопа уменьшается со временем по закону:

$$N(t) = N_0 e^{-t \ln 2 / T_{1/2}} = N_0 e^{-0.693t / T_{1/2}} .$$

где N_0 — число радиоактивных ядер в момент времени $t = 0$, $T_{1/2}$ — **период полураспада** — время, в течение которого распадается половина радиоактивных ядер.

Массу m радионуклида активностью A можно рассчитать по формуле:

$$m = 2.4 \cdot 10^{-24} M T_{1/2} A ,$$

где M — массовое число радионуклида, A — активность в беккерелях, $T_{1/2}$ — период полураспада в секундах. Масса получается в граммах.

Экспозиционная доза (X). В качестве количественной меры рентгеновского и γ -излучения принято использовать во внесистемных единицах экспозиционную дозу, определяемую зарядом вторичных частиц (dQ), образующихся в массе вещества dm при полном торможении всех заряженных частиц :

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

Единица экспозиционной дозы — **рентген (Р)**. Рентген — это экспозиционная доза рентгеновского и γ -излучения, создающая в 1 см^3 воздуха при температуре 0°C и давлении 760 мм рт. ст. суммарный заряд ионов одного знака в одну электростатическую единицу количества электричества. Экспозиционной дозе 1 Р соответствует $2.08 \cdot 10^9$ пар ионов [$2.08 \cdot 10^9 = 1/(4.8 \cdot 10^{-10})$]. 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:

$$T = (2.08 \cdot 10^9) \cdot 33.85 \cdot (1.6 \cdot 10^{-12}) = 0.113 \text{ эрг} ,$$

а одному грамму воздуха:

$$\frac{T}{\rho_{\text{возд}}} = \frac{0.113}{0.001293} = 87.3 \text{ эрг} .$$

Поглощение энергии ионизирующего излучения является первичным процессом, дающим начало последовательности физико-химических преобразований в облученной ткани, приводящей к наблюдаемому радиационному эффекту. Поэтому естественно сопоставить наблюдаемый эффект с количеством поглощенной энергии или поглощенной дозы.

Поглощённая доза D — основная дозиметрическая величина. Она равна отношению средней энергии dE , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе dm вещества в этом объеме:

$$D = \frac{dE}{dm} .$$

Единица поглощённой дозы — **грей (Гр)**.

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад} = 10^4 \text{ эрг/г} .$$

Внесистемная единица **рад** определялась как поглощённая доза любого ионизирующего излучения, равная 100 эрг на 1 грамм облучённого вещества.

Эквивалентная доза H . Для оценки возможного ущерба здоровью человека в условиях хронического облучения в области радиационной безопасности введено понятие эквивалентной дозы H , равной произведению поглощённой дозы D_r , созданной облучением r и усреднённой по анализируемому органу или по всему организму, на весовой множитель W_r , называемый ещё — **коэффициент качества излучения** (таблица 11).

$$H = \sum_r W_r D_r .$$

Единицей измерения эквивалентной дозы является Джоуль на килограмм. Она имеет специальное наименование — **зиверт (Зв)**.

Влияние облучения носит неравномерный характер. Для оценки ущерба здоровью человека за счет различного характера влияния облучения на разные органы (в условиях равномерного облучения всего тела) введено понятие **эффективной эквивалентной дозы** $E_{эфф}$, применяемое при оценке возможных стохастических эффектов — злокачественных новообразований.

Таблица 11

**Взвешивающие коэффициенты W_r
для различных видов излучения**

Вид и энергия излучения	Весовой множитель излучения W_r
Фотоны, все энергии	1
Электроны и мюоны, все энергии	1
нейтроны с энергией	
< 10 кэВ	5
10 ÷ 100 кэВ	10
100 кэВ ÷ 2 МэВ	20
2 ÷ 20 МэВ	10
> 20 МэВ	5
протоны с энергией > 2 МэВ (кроме протонов отдачи)	5
α -частицы, осколки деления, тяжёлые ядра	20

Эффективная доза равна сумме взвешенных эквивалентных доз во всех органах и тканях:

$$E_{эфф} = \sum_t W_t H_t ,$$

где W_t — тканевый весовой множитель (таблица 12), а H_t — эквивалентная доза, поглощённая в ткани t .

Коллективная эффективная эквивалентная доза. Для оценки ущерба здоровью персонала и населения от стохастических эффектов, вызванных действием ионизирующих излучений, используют коллективную эффективную эквивалентную дозу S , определяемую как:

$$S = \sum_i E_i N_i ,$$

где E_i — средняя эффективная доза на всю группу людей; N_i — число людей в группе. Единицей S является человеко-зиверт (чел-Зв).

Тканевые весовые множители W_t для разных органов

Ткань или орган	Множитель
Половые железы	0,20
Печень	0,05
Красный костный мозг	0,12
Пищевод	0,05
Толстый кишечник	0,12
Щитовидная железа	0,05
Лёгкие	0,12
Кожа	0,01
Желудок	0,12
Поверхность костей	0,01
Мочевой пузырь	0,05
Остальные органы	0,05
Молочные железы	0,05

Радионуклиды — радиоактивные атомы с данным массовым числом и атомным номером, а для изомерных атомов — и с данным определённым энергетическим состоянием атомного ядра. Радионуклиды (и нерадиоактивные нуклиды) элемента иначе называют его **изотопами**.

Помимо приведённых выше величин для сравнения степени интенсивности взаимодействия вещества с ионизирующими частицами разных типов и энергий используется также величина **линейной передачи энергии** (ЛПЭ), определяемая соотношением:

$$L_{\Delta} = \left(\frac{d\bar{E}}{dl} \right)_{\Delta},$$

где \bar{dE} — средняя энергия, локально переданная среде ионизирующей частицей вследствие столкновений на элементарном пути dl (таблица 13).

Пороговая энергия обычно относится к энергии электрона. Если в акте столкновения первичная заряженная частица образует δ -электрон с энергией большей Δ , то эта энергия не включается в значение dE , и δ -электроны с энергией большей Δ рассматриваются как самостоятельные первичные частицы.

Выбор пороговой энергии является произвольным и зависит от конкретных условий.

Из определения следует, что линейная передача энергии является некоторым аналогом тормозной способности вещества. Однако, между этими величинами есть различие. Заключается оно в следующем:

1. ЛПЭ не включает энергию, преобразованную в фотоны, т.е. радиационные потери;
2. при заданном пороге Δ ЛПЭ не включает в себя кинетическую энергию частиц, превышающую Δ .

Величины ЛПЭ и тормозной способности совпадают, если можно пренебречь потерями на тормозное излучение и $\Delta \rightarrow \infty$.

**Средние значения величины линейной передачи энергии L
и пробега R для электронов, протонов и α -частиц
в мягкой ткани**

Частица	E , МэВ	L , кэВ/мкм	R , мкм
Электрон	0.01	2.3	1
	0.1	0.42	180
	1.0	0.25	5000
Протон	0.1	90	3
	2.0	16	80
	5.0	8	350
	100.0	4	1400
α -частица	0.1	260	1
	5.0	95	35

По величине линейной передачи энергии можно определить весовой множитель данного вида излучения (таблица 14).

Таблица 14

**Зависимость весового множителя излучения W_r
от линейной передачи энергии
ионизирующего излучения L для воды**

L , кэВ/мкм	<3.5	7.0	23	53	>175
W_r	1	2	5	10	20

5.1. Предельно допустимые дозы облучения

Нормы радиационной безопасности (НРБ) разрабатываются на международном уровне и уровне государства и предназначены для регламентации облучения людей. Ниже описываются НРБ-99.

Нормы распространяются на следующие виды воздействия ионизирующего излучения на человека:

- 1) в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников облучения;
- 2) в результате радиационной аварии;
- 3) от природных источников излучения;
- 4) при медицинском облучении.

Для обоснования расходов на радиационную защиту принимается, что облучение в коллективной эквивалентной дозе в 1 чел. · Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере 1 чел. · года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери

1 чел. · года жизни населения устанавливается указаниями федерального органа гос-санэпиднадзора в размере не менее 1 годового душевого национального дохода.

Предел индивидуального пожизненного риска (вероятности возникновения у человека какого-либо эффекта в результате облучения) в условиях нормальной эксплуатации для техногенного облучения в течение года персонала принимается округлённо равным $1.0 \cdot 10^{-3}$, а для населения — $5.0 \cdot 10^{-5}$. Уровень пренебрежимого риска составляет 10^{-6} .

Таблица 15

Основные пределы доз

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	Персонал (группа А)**	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза***	150 мЗв	15 мЗв
коже****	500 мЗв	50 мЗв
кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

* Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.

** Основные пределы доз, как и все остальные уровни облучения персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А.

*** Относится к дозе на глубине 300 мг/см².

**** Относится к среднему по площади в 1 см² значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см² под покровным слоем толщиной 5 мг/см². На ладонях толщина покровного слоя — 40 мг/см². Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усреднённого облучения любого 1 см² кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает непревышение предела дозы на хрусталик глаза от бета-частиц.

Категории облучаемых лиц. Потенциально облучаемые лица разделены на две категории.

- 1) персонал (группы А и Б);
- 2) всё население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

- 1) основные дозовые пределы, приведённые в таблице 15;
- 2) допустимые уровни монофакторного (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего излучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ППП), допустимые среднегодовые объёмные активности (ДОВА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и другие;
- 3) контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.). Их значения должны учитывать достигнутый в учреждении уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

Основные пределы доз. В таблице 15 приведены основные дозовые пределы.

Основные пределы доз облучения не включают в себя

- 1) дозы от природного облучения;
- 2) дозы от медицинского облучения;
- 3) дозы вследствие радиационных аварий.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) — 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) — 70 мЗв.

Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

6. Естественные источники радиации

Избежать облучения ионизирующим излучением невозможно. Жизнь на Земле возникла и продолжает развиваться в условиях постоянного облучения. Радиационный фон Земли складывается из трех компонентов

1. космическое излучение;
2. излучение от рассеянных в земной коре, воздухе и других объектах внешней среды природных радионуклидов;
3. излучение от искусственных (техногенных) радионуклидов.

Облучение по критерию месторасположения источников излучения делится на внешнее и внутреннее. **Внешнее облучение** обусловлено источниками, расположенными вне тела человека. Источниками внешнего облучения являются космическое излучение и наземные источники. Источником **внутреннего облучения** являются радионуклиды, находящиеся в организме человека.

6.1. Космическое излучение

Космическое излучение складывается из частиц, захваченных магнитным полем Земли, галактического космического излучения и корпускулярного излучения Солнца. В его состав входят в основном электроны, протоны и альфа-частицы. Это так называемое первичное космическое излучение, взаимодействуя с атмосферой Земли, порождает вторичное излучение. В результате на уровне моря излучение состоит почти полностью из мюонов (подавляющая часть) и нейтронов.

Поглощённая мощность дозы космического излучения в воздухе на уровне моря равна 32 нГр/час и формируется в основном мюонами. Для нейтронов на уровне моря мощность поглощённой дозы составляет 0.8 нГр/час и мощность эквивалентной дозы составляет 2.4 нЗв/час. За счет космического излучения большинство населения получает дозу, равную около 0.35 мЗв в год.

Космическому внешнему облучению подвергается вся поверхность Земли. Однако облучение это неравномерно. Интенсивность космического излучения зависит от солнечной активности, географического положения объекта и возрастает с высотой над уровнем моря. Наиболее интенсивно оно на Северном и Южном полюсах, менее интенсивно в экваториальных областях. Причина этого — магнитное поле Земли, отклоняющее заряженные частицы космического излучения. Наибольший эффект действия космического внешнего облучения связан с зависимостью космического излучения от высоты (рис. 8).

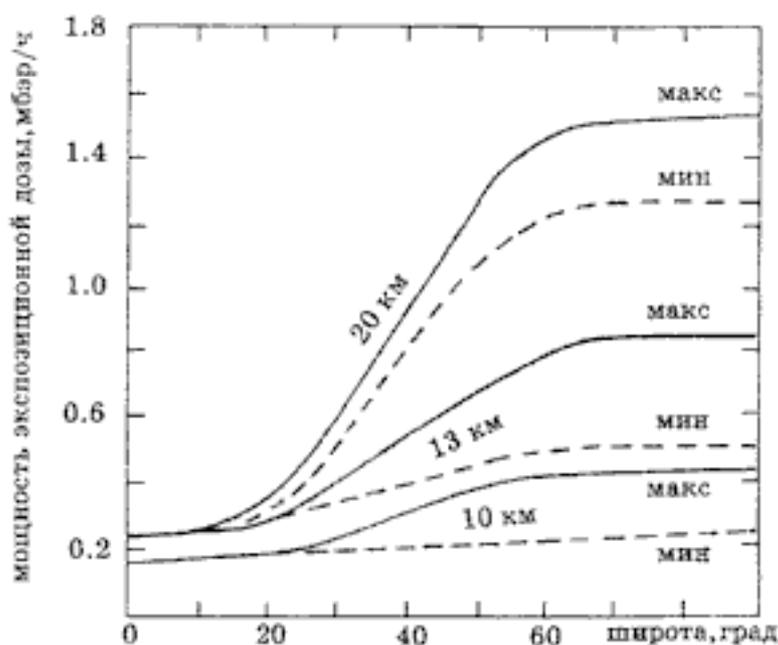


Рис. 8: Величина солнечного излучения во время максимальной и минимальной активности солнечного цикла в зависимости от высоты местности над уровнем моря и географической широты.

Солнечные вспышки представляют большую радиационную опасность во время космических полетов. Космические лучи, идущие от Солнца, в основном состоят из протонов широкого энергетического спектра (энергия протонов до 100 МэВ). Заряженные частицы от Солнца способны достигать Земли через 15–20 мин. после того, как вспышка на его

поверхности становится видимой. Длительность вспышки может достигать нескольких часов.

Величина дозы радиоактивного облучения, получаемая человеком, зависит от географического местоположения, образа жизни и характера труда. Например на высоте 8 км мощность эффективной дозы составляет 2 мкЗв/час, что приводит к дополнительному облучению при авиаперевозках. При трансконтинентальном перелете на обычном турбовинтовом самолете, летящем со скоростью ниже скорости звука ($T_{\text{полета}} \approx 7.5$ часа), индивидуальная доза, получаемая пассажиром (50 мкЗв), на 20 % больше, чем доза, полученная пассажиром сверхзвукового самолета ($T_{\text{полета}} \approx 2.5$ часа) (40 мкЗв), хотя последний подвергается более интенсивному облучению из-за большей высоты полета. Коллективная эффективная доза от глобальных авиаперевозок достигает 104 чел-Зв, что составляет на душу населения в мире в среднем около 1 мкЗв за год, а в Северной Америке около 10 мкЗв.

Таблица 16

**Годовые поступления
космогенных радионуклидов
человеку и создаваемые ими дозы**

Элемент	Поступление, Бк/год	Годовая эффективная доза, мкЗв
${}^3_1\text{H}$	250	0.004
${}^7_4\text{Be}$	50	0.002
${}^{14}_6\text{C}$	20000	12
${}^{22}_{11}\text{Na}$	50	0.15

6.2. Космогенные радионуклиды

В результате ядерных реакций, идущих в атмосфере (а частично и в литосфере) под влиянием космических лучей, образуются радиоактивные ядра — **космогенные радионуклиды**. Например



В создание дозы наибольший вклад вносят ${}^3\text{H}$, ${}^7\text{Be}$, ${}^{14}\text{C}$ и ${}^{22}\text{Na}$, которые поступают вместе с пищей в организм человека (таблица 16).

Взрослый человек потребляет с пищей 95 кг углерода в год при средней активности на единицу массы углерода 230 Бк/кг. Суммарный вклад космогенных радионуклидов в индивидуальную дозу составляет около 15 мкЗв/год.

6.3. Внешнее облучение от радионуклидов земного происхождения

В настоящее время на Земле сохранилось 23 долгоживущих радиоактивных элемента с периодами полураспада от 107 лет и выше. Физические характеристики некоторых из них представлены в таблице 17.

Радиоактивные изотопы, изначально присутствующие на Земле

Радио- нуклид	Весовое содержание в земной коре	Период полураспада, лет	Тип распада
${}_{92}^{238}\text{U}$	$3 \cdot 10^{-6}$	$4.47 \cdot 10^9$	α
${}_{90}^{232}\text{Th}$	$8 \cdot 10^{-6}$	$1.41 \cdot 10^{10}$	α, γ
${}_{19}^{40}\text{K}$	$3 \cdot 10^{-16}$	$1.28 \cdot 10^9$	β, γ
${}_{23}^{50}\text{V}$	$4.5 \cdot 10^{-7}$	$5 \cdot 10^{14}$	γ
${}_{37}^{87}\text{Rb}$	$8.4 \cdot 10^{-5}$	$4.7 \cdot 10^{10}$	β
${}_{49}^{115}\text{In}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$6 \cdot 10^{14}$	β
${}_{57}^{138}\text{La}$	$1.6 \cdot 10^{-8}$	$1.1 \cdot 10^{11}$	β, γ
${}_{62}^{147}\text{Sm}$	$1.2 \cdot 10^{-6}$	$1.2 \cdot 10^{11}$	α
${}_{71}^{176}\text{Lu}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$2.1 \cdot 10^{10}$	β, γ

В трёх радиоактивных семействах: урана (${}^{238}\text{U}$), тория (${}^{232}\text{Th}$) и актиния (${}^{235}\text{Ac}$) в процессах радиоактивного распада постоянно образуется 40 радиоактивных изотопов. Средняя эффективная эквивалентная доза внешнего облучения, которую человек получает за год от земных источников, составляет около 0.35 мЗв, т.е. чуть больше средней индивидуальной дозы, обусловленной облучением из-за космического фона на уровне моря. Однако уровень земной радиации неодинаков в различных районах. Так, например, в 200 километрах к северу от Сан-Пауло (Бразилия) есть небольшая возвышенность, где уровень радиации в 800 раз превосходит средний и достигает 260 мЗв в год. На юго-западе Индии 70000 человек живут на узкой прибрежной полосе, вдоль которой тянутся пески, богатые торием. Эта группа лиц получает в среднем 3.8 мЗв в год на человека. Как показали исследования, во Франции, ФРГ, Италии, Японии и США около 95 % населения живут в местах с дозой облучения от 0.3 до 0.6 мЗв в год. Около 3 % получает в среднем 1 мЗв в год и около 1.5 % более 1.4 мЗв в год. Если человек находится в помещении, доза внешнего облучения изменяется за счет двух противоположно действующих факторов:

1. Экранирование внешнего излучения зданием;
2. облучение за счет естественных радионуклидов, находящихся в материалах, из которого построено здание.

В зависимости от концентрации изотопов ${}_{19}^{40}\text{K}$, ${}_{88}^{226}\text{Ra}$ и ${}_{90}^{232}\text{Th}$ в различных строительных материалах мощность дозы в домах изменяется от $4 \cdot 10^{-8}$ до $12 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч. В среднем в кирпичных, каменных и бетонных зданиях мощность дозы в 2 ÷ 3 раза выше, чем в деревянных. В таблице 18 приведены данные о фоновом облучении в некоторых городах.

Уровень фона в некоторых городах

Город	Среднегодовая доза, мкГр
Алма-Ата	1600 ± 100
Астрахань	800 ± 60
Вильнюс	1000 ± ±60
Ереван	750 ± 60
Кишинев	600 ± 20
Москва	900 ± 50
Новосибирск	800 ± 30
Рига	1100 ± 110
Санкт-Петербург	1200 ± 80
Таллин	900 ± 50
Якутск	700 ± 60

6.4. Внутреннее облучение от радионуклидов земного происхождения

В организме человека постоянно присутствуют радионуклиды земного происхождения, поступающие через органы дыхания и пищеварения. Наибольший вклад в формирование дозы внутреннего облучения вносят $^{40}_{19}\text{K}$, $^{87}_{37}\text{Rb}$, и нуклиды рядов распада (^{238}U) и (^{232}Th) (таблица 19).

Таблица 19

Среднегодовая эффективная эквивалентная доза внутреннего облучения

Радионуклид	Период полураспада	Тип распада	Доза, мкЗв
$^{40}_{19}\text{K}$	$1.28 \cdot 10^9$ лет	β, γ	180
$^{87}_{37}\text{Rb}$	$4.7 \cdot 10^{10}$ лет	β	6
$^{210}_{84}\text{Po}$	160 сут.	α	130
$^{220}_{86}\text{Rn}$	54 сек.	α	170 ÷ 220
$^{222}_{86}\text{Rn}$	3.8 сут.	α	800 ÷ 1000
$^{226}_{86}\text{Ra}$	1600 лет	α	13

Средняя доза внутреннего облучения за счет радионуклидов земного происхождения составляет 1.35 мЗв/год. Наибольший вклад (около 3/4 годовой дозы) дают не имеющий вкуса и запаха тяжёлый газ радон (Rn) и продукты его распада. Поступая в организм при дыхании, он вызывает облучение слизистых тканей лёгких. Радон высвобождается из земной коры повсеместно, но его концентрации в наружном воздухе существенно

различается для разных мест Земного шара. Однако, большую часть дозы облучения от радона человек получает, находясь в закрытом непроветриваемом помещении. В зонах с благоприятным климатом концентрация радона в закрытых помещениях в среднем примерно в 8 раз выше, чем в наружном воздухе. Источниками радона являются также строительные материалы. Так, например, большой удельной радиоактивностью обладают гранит и пемза, кальций-силикатный, шлак и ряд других материалов. Радон проникает в помещение из земли и через различные трещины в межэтажных перекрытиях, через вентиляционные каналы и т.д. Источниками поступления радона в жилые помещения являются также природный газ и вода (таблица 20).

Таблица 20

Мощность излучения различных источников радона

Источник радона	Мощность излучения, кБк/сут
Природный газ	3
Вода	4
Наружный воздух	10
Стройматериалы и грунт под зданием	60

Доля домов, внутри которых концентрация радона и его продуктов деления равна от 10^3 до 10^4 Бк/см³, составляет от 0.01 до 0.1 % в различных странах. Это означает, что значительное число людей подвергаются заметному облучению из-за высокой концентрации радона внутри домов, где они живут. В качестве удобрений ежегодно используются несколько десятков млн. тонн фосфатов. Большинство разрабатываемых в настоящее время фосфатных месторождений содержит уран, присутствующий в довольно высокой концентрации. Содержащиеся в удобрениях радиоизотопы проникают из почвы в пищевые продукты, приводят к повышению радиоактивности молока и других продуктов питания. Таким образом, эффективная доза от внутреннего облучения за счет естественных источников (1.35 мЗв/год) в среднем примерно в два раза превышает дозу внешнего облучения от них (0.65 мЗв/год). Следовательно, суммарная доза внешнего и внутреннего облучения от естественных источников радиации в среднем равна 2 мЗв/год. Для отдельных контингентов населения она может быть выше. Причем максимальное превышение над средним уровнем может достигать одного порядка.

7. Радиация от источников, созданных деятельностью человека

В результате деятельности человека во внешней среде появились **искусственные радионуклиды** и источники излучения. В природную среду стали поступать в больших количествах естественные радионуклиды, извлекаемые из недр Земли вместе с углем, газом, нефтью, минеральными удобрениями, строительными материалами. Сюда относятся геотермические электростанции, создающие в среднем выброс около $4 \cdot 10^{14}$ Бк изотопа ²²²Rn на 1 ГВт выработанной электроэнергии; фосфорные удобрения, содержащие и ²³⁸U

(до 70 Бк/кг в Кольском апатите и 400 Бк/кг в фосфорите); уголь, сжигаемый в жилых домах и электростанциях, содержит естественные радионуклиды ^{40}K , ^{232}U и ^{238}U в равновесии с их продуктами распада. Роль различных искусственных источников излучений в создании радиационного фона иллюстрируется таблицей 21.

Таблица 21

Среднегодовые дозы, получаемые от естественного радиационного фона и различных искусственных источников излучения

Источник излучения	Доза, мбэр/год
Природный радиационный фон	200
Стройматериалы	140
Атомная энергетика	0.2
Медицинские исследования	140
Ядерные испытания	2.5
Полеты в самолетах	0.5
Бытовые предметы	4
Телевизоры и мониторы ЭВМ	0.1
Общая доза	500

За последние несколько десятилетий человек создал несколько тысяч радионуклидов и начал использовать их в научных исследованиях, в технике, медицинских целях и др. Это приводит к увеличению дозы облучения, получаемой как отдельными людьми, так и населением в целом. Иногда облучение за счет источников, созданных человеком, оказывается в тысячи раз интенсивнее, чем от природных источников. В настоящее время основной вклад в дозу от источников, созданных человеком, вносит внешнее радиоактивное облучение при диагностике и лечении. В развитых странах на каждую тысячу населения приходится от 300 до 900 таких обследований в год, не считая массовой флюорографии и рентгенологических обследований зубов. Для исследования различных процессов, протекающих в организме, и для диагностики опухолей используются также радиоизотопы, вводимые в организм человека. В промышленно развитых странах ориентировочно проводится 10 ÷ 40 обследований на 1 млн. жителей в год. Коллективные эффективные эквивалентные дозы составляют 20 чел·Зв на 1 млн. жителей в Австралии и 150 чел·Зв в США. Средняя эффективная эквивалентная доза, получаемая от всех источников облучения в медицине, в промышленно развитых странах составляет 1 мЗв в год на каждого жителя, т.е. примерно половину средней дозы от естественных источников.

8. Испытания ядерного оружия

Радиологические последствия испытаний ядерного оружия определяются количеством испытаний, суммарными энерговыделением и активностью осколков деления, видами взрывов (воздушные, наземные, подводные, надводные, подземные) и геофизическими факторами окружающей среды в период испытаний (район, метеобстановка, миграция радионуклидов и др.). Испытания ядерного оружия, которые особенно интенсивно проводились в период 1954–1958 и 1961–1962 гг., стали одной из основных причин повышения

радиационного фона Земли и, как следствие этого, — глобального повышения доз внешнего и внутреннего облучения населения.

В США, СССР, Франции, Великобритании и Китае в общей сложности проведено не менее 2060 испытаний атомных и термоядерных зарядов в атмосфере, под водой и в недрах Земли, из них непосредственно в атмосфере 501 испытание. Испытания в атмосфере в СССР были завершены в 1962 г., подземные взрывы на Семипалатинском полигоне — в 1989 г., на Северном полигоне, — в 1990 г. По оценкам во второй половине 20-го века за счет ядерных испытаний во внешнюю среду поступило $1.81 \cdot 10^{21}$ Бк продуктов ядерного деления (ПЯД), из них на долю атмосферных испытаний приходится 99.84 %.

Продукты ядерного деления (ПЯД) представляют собой сложную смесь более чем 200 радиоактивных изотопов 36 элементов (от цинка до гадолиния). Большую часть активности составляют короткоживущие радионуклиды. Так, через 7, через 49 и через 343 суток после взрыва активность ПЯД снижается соответственно в 10, 100 и 1000 раз по сравнению с активностью через час после взрыва. Выход наиболее биологически значимых радионуклидов приведен в таблице 22. Кроме ПЯД радиоактивное загрязнение обусловлено радионуклидами наведенной активности (^3H , ^{14}C , ^{28}Al , ^{24}Na , ^{56}Mn , ^{59}Fe , ^{60}Co и др.) и неразделившейся частью урана и плутония. Особенно велика роль наведенной активности при термоядерных взрывах.

Таблица 22

Выход некоторых продуктов деления при ядерном взрыве

Радионуклид	Период полураспада	Выход на одно деление, %	Активность на 1 Мт, 10^{15} Бк
$^{89}_{38}\text{Sr}$	50.5 сут.	2.56	590
$^{90}_{38}\text{Sr}$	29.12 лет	3.5	3.9
$^{95}_{40}\text{Zr}$	65 сут.	5.07	920
$^{103}_{44}\text{Ru}$	41 сут.	5.2	1500
$^{106}_{44}\text{Ru}$	365 сут.	2.44	78
$^{131}_{53}\text{I}$	8.05 сут.	2.9	4200
$^{136}_{55}\text{Cs}$	13.2 сут.	0.036	32
$^{137}_{55}\text{Cs}$	30 лет	5.57	5.9
$^{140}_{56}\text{Ba}$	12.8 сут.	5.18	4700
$^{141}_{58}\text{Ce}$	32.5 сут.	4.58	1600
$^{144}_{58}\text{Ce}$	288 сут.	4.69	190
^3_1H	12.3 лет	0.01	$2.6 \cdot 10^{-2}$

При ядерных взрывах в атмосфере значительная часть осадков (при наземных взрывах до 50 %) выпадает вблизи района испытаний. Часть радиоактивных веществ задерживается в нижней части атмосферы и под действием ветра перемещается на большие расстояния, оставаясь примерно на одной и той же широте. Находясь в воздухе примерно месяц, радиоактивные вещества во время этого перемещения постепенно выпадают на Землю. Большая часть радионуклидов выбрасывается в стратосферу (на высоту $10 \div 15$ км), где происходит их глобальное рассеивание и в значительной степени распад.

Нераспавшиеся радионуклиды выпадают по всей поверхности Земли. Дозы облучения населения от глобальных выпадений незначительны (таблица 23).

Годовые дозы облучения населения коррелируют с частотой испытаний. Так, в 1963 году коллективная среднегодовая доза, связанная с ядерными испытаниями, составила 7 % дозы облучения от естественных источников. К 1966 году она снизилась до 2 %, а к началу 80-ых годов уменьшилась до 1 %. В дальнейшем формирование доз будет происходить практически только за счет ^{14}C .

Таблица 23

Дозы облучения населения от глобальных выпадений в год

Зона	Индивидуальная ожидаемая доза, мЗв	Вклады отдельных видов облучения, %		
		внешнее	внутреннее	
			пища	воздух
Умеренный пояс Северного полушария	4.5	24	71	5
Умеренный пояс Южного полушария	3.1	8	90	2
Весь Земной шар	3.8	18	79	3

Суммарная ожидаемая коллективная эффективная доза от всех испытаний, произведенных к настоящему времени, составит в будущем около $3 \cdot 10^7$ чел-Зв. К 1980 г. человечество получило лишь 12 % этой дозы. Из этой суммарной дозы основной вклад (%) дадут следующие радионуклиды:

^{14}C	$T_{1/2} = 5730$ лет	69 %
^{137}Cs	$T_{1/2} = 30$ лет	14 %
^{95}Zr	$T_{1/2} = 65$ дней	5,3 %
^{90}Sr	$T_{1/2} = 28$ лет	3,2 %
^{106}Ru	$T_{1/2} = 373$ дня	2,2 %
^{144}Ce	$T_{1/2} = 285$ дней	1,4 %
^3H	$T_{1/2} = 12$ лет	1,2 %
^{131}I	$T_{1/2} = 8$ дней	0,9 %

9. Атомная энергетика

Источником облучения, вокруг которого ведутся наиболее интенсивные споры, являются атомные электростанции. Преимущество атомной энергетики состоит в том, что она требует существенно меньших количеств исходного сырья и земельных площадей, чем тепловые станции (таблица 24), не загрязняет атмосферу дымом и сажей. Опасность состоит в возможности возникновения катастрофических аварий реактора, а также в реально не решенной проблеме утилизации радиоактивных отходов и утечке в окружающую среду небольшого количества радиоактивности.

**Расход природных ресурсов для производства 1 ГВт в год
электроэнергии в угольном и ядерном топливных циклах**

Ресурс	Ядерный топливный цикл	Угольный топливный цикл
Земля, га	20 ÷ 60	100 ÷ 400
Вода, млн. м ³ з	32 50 ÷ 200* 1500**	21
Материалы (без топлива), тыс. т	32 16	12
Кислород, млн. т	—	8

* — При содержании урана в руде менее 0.1 %.

** — При прямомочном охлаждении.

К концу 1984 г. в 26 странах работало 345 ядерных реакторов, вырабатывающих электроэнергию. Их мощность составляла 220 ГВт или 13% суммарной мощности всех источников электроэнергии. К 1994 году в мире работало 432 атомных реактора, их суммарная мощность составила 340 ГВт.

Таблица 25

**Доля атомной энергетики в производстве
энергии в отдельных странах в 2001 г.**

Страна	Доля АЭС, %	Страна	Доля АЭС, %
Франция	76.4	Испания	27.6
Литва	73.7	Великобритания	21.9
Бельгия	56.8	США	19.8
Словакия	53.4	Чехия	18.5
Украина	47.3	Россия	14.9
Болгария	45.0	Канада	11.8
Венгрия	42.2	Румыния	10.9
Южная Корея	40.7	Аргентина	7.3
Швеция	39.0	Южная Африка	6.7
Словения	37.4	Нидерланды	4.0
Швейцария	35.5	Мексика	3.9
Япония	33.8	Индия	3.1
Армения	33.0	Пакистан	1.7
Финляндия	32.1	Бразилия	1.4
Германия	30.6	Китай	1.2

В настоящее время более 20 % производимой в мире электроэнергии вырабатывают АЭС. В таблице 25 показана доля атомной энергетики в производстве энергии в отдельных странах в 2001 г.

После аварии на Чернобыльской АЭС мировая атомная энергетика некоторое время находилась в состоянии стагнации и даже спада. В ряде стран было принято решение о прекращении строительства новых АЭС и постепенном закрытии существующих. За это время удалось значительно усилить меры по безопасной и безаварийной эксплуатации АЭС, поднять их производственные характеристики. В настоящее время АЭС производят электроэнергию наименьшей стоимости и с наименьшим экологическим ущербом. Ряд стран, включая США, вернулись к программам развития атомной энергетики.

Объём электроэнергии, произведённой атомными электростанциями Европейского Союза, вырос в 2001 г. на 3 % с 821.1 до 846 тераватт·часов.

Производство электроэнергии на АЭС является одним из звеньев ядерного топливного цикла, производственная и дозовая структура которого показана в таблице 26.

Таблица 26

Ядерный топливный цикл

Основные этапы	Оценки ожидаемой коллективной эффективной эквивалентной дозы (чел-Зв) на 1 ГВт электроэнергии	
	Персонал	Население
Добыча топлива	0.9	0.5
Обогащение	0.1	0.04
Изготовление ТВЭЛов *	1	0.0002
Реакторы	10	4
Регенерация	10	1
Захоронение отходов	?	?

* **ТВЭЛ** — тепловыделяющий элемент.

В таблице 28 приведены данные о действующих и строящихся энергоблоках на апрель 2001 г.

В процессе работы ядерных реакторов в них накапливается огромное количество продуктов ядерного деления и трансурановых элементов (таблица 27).

В условиях нормальной эксплуатации АЭС выбросы радионуклидов во внешнюю среду незначительны и состоят в основном из радионуклидов йода и инертных радиоактивных газов (Xe, Kr), периоды полураспада которых (за исключением изотопа ^{85}Kr) в основном не превышают нескольких суток. Эти нуклиды образуются в процессе деления урана и могут просачиваться через микротрещины в оболочках твэлов (тепловыделяющие элементы, содержащие внутри себя уран). Так, в течении 1992 года максимальные **среднесуточные радиоактивные выбросы АЭС России** в процентах от допустимой нормы составили (ИРГ - инертные радиоактивные газы):

1. На АЭС с ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор):

- йода от 0.02 до 54 %,
- ИРГ от 0.15 до 10 %.

2. На АЭС с РБМК (реактор большой мощности канальный):

- йода от 0.02 до 24 %,
- ИРГ от 0.02 до 55 %.

3. Среднесуточный допустимый выброс равен:

- по йоду 0.01 Ки/сут на 1000 МВт,
- по ИРГ 500 Ки/сут на 1000 МВт.

Таблица 27

Значения удельной активности (Бк/т урана) основных продуктов деления в ТВЭЛах, извлеченных из реактора ВВЭР после трехлетней эксплуатации

Радио- нуклид	0	1 сут.	120 сут.	1 год	3 года	10 лет
⁸⁵ Kr	$5.78 \cdot 10^{14}$	$5.78 \cdot 10^{14}$	$5.66 \cdot 10^{14}$	$5.42 \cdot 10^{14}$	$4.7 \cdot 10^{14}$	$3.03 \cdot 10^{14}$
⁸⁹ Sr	$4.04 \cdot 10^{16}$	$3.98 \cdot 10^{16}$	$5.78 \cdot 10^{15}$	$2.7 \cdot 10^{14}$	$1.2 \cdot 10^{10}$	
⁹⁰ Sr	$3.51 \cdot 10^{15}$	$3.51 \cdot 10^{15}$	$3.48 \cdot 10^{15}$	$3.43 \cdot 10^{15}$	$3.26 \cdot 10^{15}$	$2.75 \cdot 10^{15}$
⁹⁵ Zr	$7.29 \cdot 10^{16}$	$7.21 \cdot 10^{16}$	$1.99 \cdot 10^{16}$	$1.4 \cdot 10^{15}$	$5.14 \cdot 10^{11}$	
⁹⁵ Nb	$7.23 \cdot 10^{16}$	$7.23 \cdot 10^{16}$	$3.57 \cdot 10^{16}$	$3.03 \cdot 10^{15}$	$1.14 \cdot 10^{12}$	
¹⁰³ Ru	$7.08 \cdot 10^{16}$	$6.95 \cdot 10^{16}$	$8.55 \cdot 10^{15}$	$1.14 \cdot 10^{14}$	$2.97 \cdot 10^8$	
¹⁰⁶ Ru	$2.37 \cdot 10^{16}$	$2.37 \cdot 10^{16}$	$1.89 \cdot 10^{16}$	$1.19 \cdot 10^{16}$	$3.02 \cdot 10^{15}$	$2.46 \cdot 10^{13}$
¹³¹ I	$4.49 \cdot 10^{16}$	$4.19 \cdot 10^{16}$	$1.5 \cdot 10^{12}$	$1.01 \cdot 10^3$		
¹³⁴ Cs	$7.50 \cdot 10^{15}$	$7.50 \cdot 10^{15}$	$6.71 \cdot 10^{15}$	$5.36 \cdot 10^{15}$	$2.73 \cdot 10^{15}$	$2.6 \cdot 10^{14}$
¹³⁷ Cs	$4.69 \cdot 10^{15}$	$4.69 \cdot 10^{15}$	$4.65 \cdot 10^{15}$	$4.58 \cdot 10^{15}$	$4.38 \cdot 10^{15}$	$3.73 \cdot 10^{15}$
¹⁴⁰ Ba	$7.93 \cdot 10^{16}$	$7.51 \cdot 10^{16}$	$1.19 \cdot 10^{14}$	$2.03 \cdot 10^8$		
¹⁴⁰ La	$8.19 \cdot 10^{16}$	$8.05 \cdot 10^{16}$	$1.37 \cdot 10^{14}$	$2.34 \cdot 10^8$		
¹⁴¹ Ce	$7.36 \cdot 10^{16}$	$7.25 \cdot 10^{16}$	$5.73 \cdot 10^{15}$	$3.08 \cdot 10^{13}$	$5.33 \cdot 10^6$	
¹⁴⁴ Ce	$5.44 \cdot 10^{16}$	$5.44 \cdot 10^{16}$	$4.06 \cdot 10^{16}$	$2.24 \cdot 10^{16}$	$3.77 \cdot 10^{15}$	$7.43 \cdot 10^{12}$
¹⁴³ Pm	$6.77 \cdot 10^{16}$	$6.70 \cdot 10^{16}$	$1.65 \cdot 10^{14}$	$6.11 \cdot 10^8$		
¹⁴⁷ Pm	$7.05 \cdot 10^{15}$	$7.05 \cdot 10^{15}$	$6.78 \cdot 10^{15}$	$5.68 \cdot 10^{15}$	$3.35 \cdot 10^{14}$	

90 % всей дозы облучения, возможной в результате выброса на атомной станции и обусловленной короткоживущими изотопами (йод, ИРГ), население получает в течение года после выброса, 98 % — в течение 5 лет. Почти вся доза приходится на людей, живущих вблизи АЭС. Дозы облучения обычно значительно ниже установленных пределов для отдельных лиц из населения (0.5 бэр/год).

Действующие и строящиеся в мире атомные энергоблоки (данные на апрель 2001 г.)

Страна	Действующие АЭС		Строящиеся АЭС	
	Число энергоблоков	Общая мощность нетто, МВт(эл.)	Число энергоблоков	Общая мощность нетто, МВт(эл.)
Аргентина	2	935	1	692
Армения	1	376		
Бельгия	7	5712		
Болгария	6	3538		
Бразилия	2	1855		
Великобритания	35	12968		
Венгрия	4	1755		
Германия	19	21122		
Индия	14	2503		
Иран			2	211
Испания	9	7512		
Канада	14	9998		
Китай	3	2167	7	6420
Литва	2	2370		
Мексика	2	1360		
Нидерланды	1	449		
Пакистан	2	425		
Южная Корея	16	12990	4	3820
Россия	29	19843	3	2825
Румыния	1	650	1	650
Словакия	6	2408	2	776
Словения	1	676		
США	104	97411		
Тайвань	6	4884	2	2560
Украина	13	11207	4	3800
Финляндия	4	2656		
Франция	59	63073		
Чехия	5	2569	1	912
Швейцария	5	3192		
Швеция	11	9432		
Южная Африка	2	1800		
Япония	53	43491	4	3190
Всего в мире	438	351327	31	27756

Долгоживущие продукты выброса (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{85}Kr и др.) распространяются по всему земному шару. Оценка ожидаемой коллективной эквивалентной дозы от облучения такими изотопами составляет 670 чел·Зв на каждый ГВт вырабатываемой электроэнергии.

Приведённые выше оценки получены в предположении, что ядерные реакторы работают нормально. Вклады различных источников облучения в этом случае приведены на

рисунке 9. Количество радиоактивных веществ, поступивших в окружающую среду при аварии, существенно больше. Известно, что за период с 1971 по 1984 г. в 14 странах мира произошла 151 авария на АЭС.

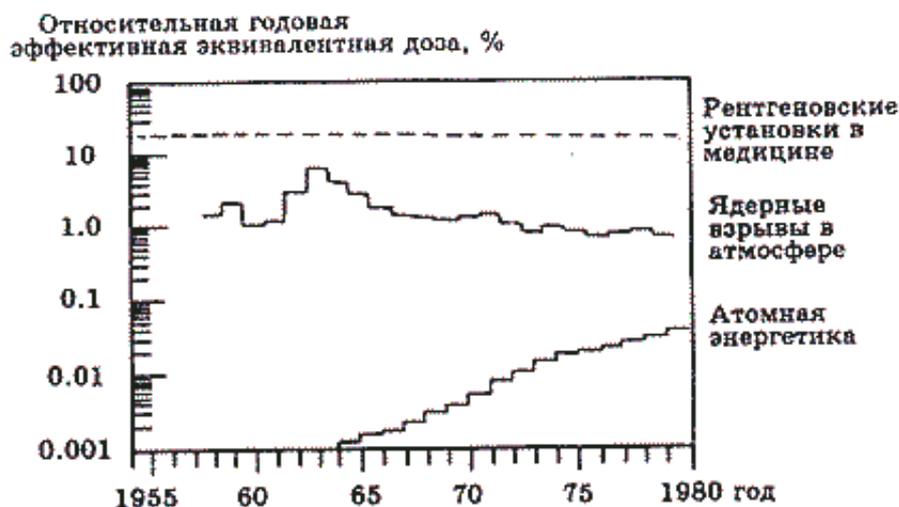


Рис. 9: Вклады различных источников радиации.

26 апреля 1986 г. на Чернобыльской атомной электростанции произошла авария с разрушением активной зоны реактора, что привело к выбросу части накопившихся в активной зоне радиоактивных продуктов в атмосферу.

На рис. 10 показана схема загрязнения территории в районе Чернобыльской АЭС. В качестве условной границы загрязненной территории принята изолиния мощности дозы — излучения 0.05 мР/год на 10 июня 1986 г.

В таблицах 29 и 30 приведены оценка радионуклидного состава выброса и ежесуточные выбросы радиоактивных веществ в атмосферу из аварийного блока (без радиоактивных инертных газов).

10. Медицинское применение радиации

Излучение используется в медицине для двух различных целей: диагностики болезней или повреждений и для уничтожения клеток, поражённых раком.

Одно из самых старых и наиболее распространённых диагностических применений — это рентгенодиагностика — рентгеновские лучи, проходят через тело пациента и позволяют получить изображение требуемого объекта. Ценности этого метода весьма высока — ежегодно проводятся миллионы рентгенологических исследований. В результате одного рентгенологического исследования грудной клетки пациент получает дозу излучения 0,1 мЗв.

В случае некоторых заболеваний диагностическую информацию можно получить с использованием гамма-лучей, испускаемых радиоактивными веществами, которые вводятся в организм пациента путём инъекции, через рот или органы дыхания. Этот метод



Рис. 10: Схема загрязнённой территории в районе Чернобыльской АЭС: 0,05 — условная граница загрязнённой территории.

называют ядерной медициной. Радиоактивное вещество входит в состав фармацевтического препарата, подобранного таким образом, чтобы он преимущественно накапливался в исследуемом органе или ткани. Для наблюдения за распределением и движением радиоактивного вещества применяется "гамма-камера". Она позволяет обнаруживать гамма-излучение и получать изображение, и таким образом можно определить, является ли ткань здоровой, а также получить информацию о характере и стадии развития болезни.

Таблица 29

Оценка радионуклидного состава выброса из аварийного блока Чернобыльской АЭС

Радионуклид *)	Период полураспада	Активность выброса, МКи		Доля активности, выброшенной из реактора к 06.05.1986, %
		26.04.1986	06.05.1986 **)	
^{133}Xe	5.2 сут.	5	45	
^{85m}Kr	4.4 час.	0.15	—	≤ 100
^{85}Kr	10.76 лет	—	0.9	≤ 100
^{131}I	8.5 сут.	4.5	7.3	20
^{132}Te	78.2 час.	4	1.3	15
^{134}Cs	2.05 лет	0.15	0.5	10
^{137}Cs	30 лет	0.3	1.0	13
^{99}Mo	66.7 час.	0.45	3.0	2.3
^{95}Zr	66.5 сут.	0.45	3.8	3.2
^{103}Ru	39.5 сут.	0.6	3.2	2.9
^{106}Ru	368 сут.	0.2	1.6	2.9
^{140}Ba	12.8 сут.	0.5	4.3	5.6
^{141}Ce	32.5 сут.	0.4	2.8	2.3
^{144}Ce	284 сут.	0.45	2.4	2.8
^{89}Sr	52.7 сут.	0.25	2.2	4.0
^{90}Sr	27.7 сут.	0.015	0.22	4.0
^{238}Pu	86.4 лет	10^{-4}	$8 \cdot 10^{-4}$	3.0
^{239}Pu	24390 лет	10^{-4}	$7 \cdot 10^{-4}$	3.0
^{240}Pu	6580 лет	$2 \cdot 10^{-4}$	10^{-3}	3.0
^{241}Pu	13.2 лет	0.02	0.14	3.0
^{242}Pu	$3.79 \cdot 10^5$ лет	$3 \cdot 10^{-7}$	$2 \cdot 10^{-6}$	3.0
^{242}Cm	162.5 сут.	$3 \cdot 10^{-3}$	$2.1 \cdot 10^{-2}$	3.0
^{239}Np	2.35 сут.	2.7	1.2	3.2

*) Приведены данные об активности основных радионуклидов, определяемых при радиометрическом анализе.

**) Суммарный выброс к 6 мая 1986г..

Для лечения раковых заболеваний применяется лучевая терапия, в которой используют высокоэнергичные рентгеновские лучи или гамма-лучи, испускаемые кобальтом-60

или аналогичными источниками. Производится их точное нацеливание, часто с нескольких направлений, с тем, чтобы уничтожить поражённую ткань и при этом снизить дозу, получаемую окружающей здоровой тканью. При лечении болезней могут использоваться радиоактивные вещества либо в виде небольших количеств твёрдого материала, временно вводимого в ткани, либо в виде радиоактивных растворов, обеспечивая высокие, но локализованные дозы излучения.

Применение излучений в медицине является самым значительным источником искусственного облучения людей; глобальная среднегодовая доза составляет 1,4 мЗв.

Таблица 30

**Ежесуточный выброс радиоактивных веществ в атмосферу
из аварийного блока Чернобыльской АЭС
(без радиоактивных благородных газов)**

Дата	Время после аварии, сут.	Суточный выброс, МКи *)
26.04	0	12
27.04	1	4.0
28.04	2	3.4
29.04	3	2.6
30.04	4	2.0
01.05	5	2.0
02.05	6	4.0
03.05	7	5.0
04.05	8	7.0
05.05	9	8.0
06.05	10	0.1
09.05	14	0.01
23.05	28	$2 \cdot 10^{-5}$

*) Значения пересчитаны на 06.05.1986 с учётом радиоактивного распада. В момент выброса 26.04.1986 активность составила $20 \div 22$ МКи.

11. Воздействие радиации на человека

Эффекты воздействия радиации на человека обычно делятся на две категории (таблица 31):

1. Соматические (телесные) — возникающие в организме человека, который подвергался облучению;
2. Генетические — связанные с повреждением генетического аппарата и проявляющиеся в следующем или последующих поколениях: это дети, внуки и более отдаленные потомки человека, подвергшегося облучению.

Радиационные эффекты облучения человека

Соматические эффекты	Генетические эффекты
Лучевая болезнь Локальные лучевые поражения Лейкозы Опухоли разных органов	Генные мутации Хромосомные аберрации

Различают пороговые (детерминированные) и стохастические эффекты. Первые возникают когда число клеток, погибших в результате облучения, потерявших способность воспроизводства или нормального функционирования, достигает критического значения, при котором заметно нарушаются функции пораженных органов. Зависимость тяжести нарушения от величины дозы облучения показана в таблице 32.

Воздействие различных доз облучения на человеческий организм

Доза, Гр	Причина и результат воздействия
$(0.7 \div 2) \cdot 10^{-3}$	Доза от естественных источников в год
0.05	Предельно допустимая доза профессионального облучения в год
0.1	Уровень удвоения вероятности генных мутаций
0.25	Однократная доза оправданного риска в чрезвычайных обстоятельствах
1.0	Доза возникновения острой лучевой болезни
3 ÷ 5	Без лечения 50 % облученных умирает в течение 1–2 месяцев вследствие нарушения деятельности клеток костного мозга
10 ÷ 50	Смерть наступает через 1–2 недели вследствие поражений главным образом желудочно-кишечного тракта
100	Смерть наступает через несколько часов или дней вследствие повреждения центральной нервной системы

Хроническое облучение слабее действует на живой организм по сравнению с однократным облучением в той же дозе, что связано с постоянно идущими процессами восстановления радиационных повреждений. Считается, что примерно 90 % радиационных повреждений восстанавливается.

Стохастические (вероятностные) эффекты, такие как злокачественные новообразования, генетические нарушения, могут возникать при любых дозах облучения. С увеличением дозы повышается не тяжесть этих эффектов, а вероятность (риск) их появления. Для количественной оценки частоты возможных стохастических эффектов принята консервативная гипотеза о линейной беспороговой зависимости вероятности отдаленных

последствий от дозы облучения с коэффициентом риска около $7 \cdot 10^{-2}/\text{Зв}$ (таблица 33).

Таблица 33

**Число случаев на 100000 человек при индивидуальной дозе облучения
10 мЗв**

Категории облучаемых	Смертельные случаи рака	Несмертельные случаи рака	Тяжёлые наследуемые эффекты	Суммарный эффект
Работающий персонал	4.0	0.8	0.8	5.6
Все население *	5.0	1.0	1.3	7.3

* Все население включает не только как правило здоровый работающий персонал, но и критические группы (дети, пожилые люди и т.д.)

Радионуклиды накапливаются в органах неравномерно. В процессе обмена веществ в организме человека они замещают атомы стабильных элементов в различных структурах клеток, биологически активных соединениях, что приводит к высоким локальным дозам. При распаде радионуклида образуются изотопы химических элементов, принадлежащие соседним группам периодической системы, что может привести к разрыву химических связей и перестройке молекул. Эффект радиационного воздействия может проявиться совсем не в том месте, которое подвергалось облучению. Превышение дозы радиации может привести к угнетению иммунной системы организма и сделать его восприимчивым к различным заболеваниям. При облучении повышается также вероятность появления злокачественных опухолей.

В таблице 34 приведены сведения о накоплении некоторых радиоактивных элементов в организме человека.

Организм при поступлении продуктов ядерного деления подвергается длительному, убывающему по интенсивности, облучению.

Наиболее интенсивно облучаются органы, через которые поступили радионуклиды в организм (органы дыхания и пищеварения), а также щитовидная железа и печень. Дозы, поглощенные в них, на 1-3 порядка выше, чем в других органах и тканях. По способности концентрировать всосавшиеся продукты деления основные органы можно расположить в следующий ряд:

щитовидная железа > печень > скелет > мышцы.

Так, в щитовидной железе накапливается до 30 % всосавшихся продуктов деления, преимущественно радиоизотопов йода.

По концентрации радионуклидов на втором месте после щитовидной железы находится печень. Доза облучения, полученная этим органом, преимущественно обусловлена радионуклидами ^{99}Mo , ^{132}Te , ^{131}I , ^{132}I , ^{140}Ba , ^{140}La .

Органы максимального накопления радионуклидов

Элемент		Наиболее чувствительный орган или ткань	Масса органа или ткани, кг	Доля полной дозы *
Водород	H	Все тело	70	1.0
Углерод	C	Все тело	70	1.0
Натрий	Na	Все тело	70	1.0
Калий	K	Мышечная ткань	30	0.92
Стронций	Sr	Кость	7	0.7
Йод	I	Щитовидная железа	0.2	0.2
Цезий	Cs	Мышечная ткань	30	0.45
Барий	Ba	Кость	7	0.96
Радий	Ra	Кость	7	0.99
Торий	Th	Кость	7	0.82
Уран	U	Почки	0.3	0.065
Плутоний	Pu	Кость	7	0.75

* Относящаяся к данному органу доля полной дозы, полученной всем телом человека.

Среди техногенных радионуклидов особого внимания заслуживают **изотопы йода**. Они обладают высокой химической активностью, способны интенсивно включаться в биологический круговорот и мигрировать по биологическим цепям, одним из звеньев которых может быть человек (рис. 11).

Основным начальным звеном многих пищевых цепей является загрязнение поверхности почвы и растений. Продукты питания животного происхождения — один из основных источников попадания радионуклидов к человеку.

Исследования, охватившие примерно 100000 человек, переживших атомные бомбардировки Хиросимы и Нагасаки, показывают, что рак — наиболее серьезное последствие облучения человека при малых дозах. Первыми среди раковых заболеваний, поражающих население, стоят лейкозы (рис. 12).

Распространенными видами рака под действием радиации являются рак молочной железы и рак щитовидной железы. Обе эти разновидности рака излечимы и оценки ООН показывают, что в случае рака щитовидной железы летальный исход наблюдается у одного человека из тысячи, облученных при индивидуальной поглощенной дозе один грей.

Данные по **генетическим последствиям облучения** весьма неопределенны. Ионизирующее излучение может порождать жизнеспособные клетки, которые будут передавать то или иное изменение из поколения в поколение. Однако анализ этот затруднен, так как примерно 10 % всех новорожденных имеют те или иные генетические дефекты и трудно выделить случаи, обусловленные действием радиации. Экспертные оценки показывают, что хроническое облучение при дозе 1 Гр, полученной в течение 30 лет, приводит к появлению около 2000 случаев генетических заболеваний на каждый миллион новорожденных среди детей тех, кто подвергнулся облучению.

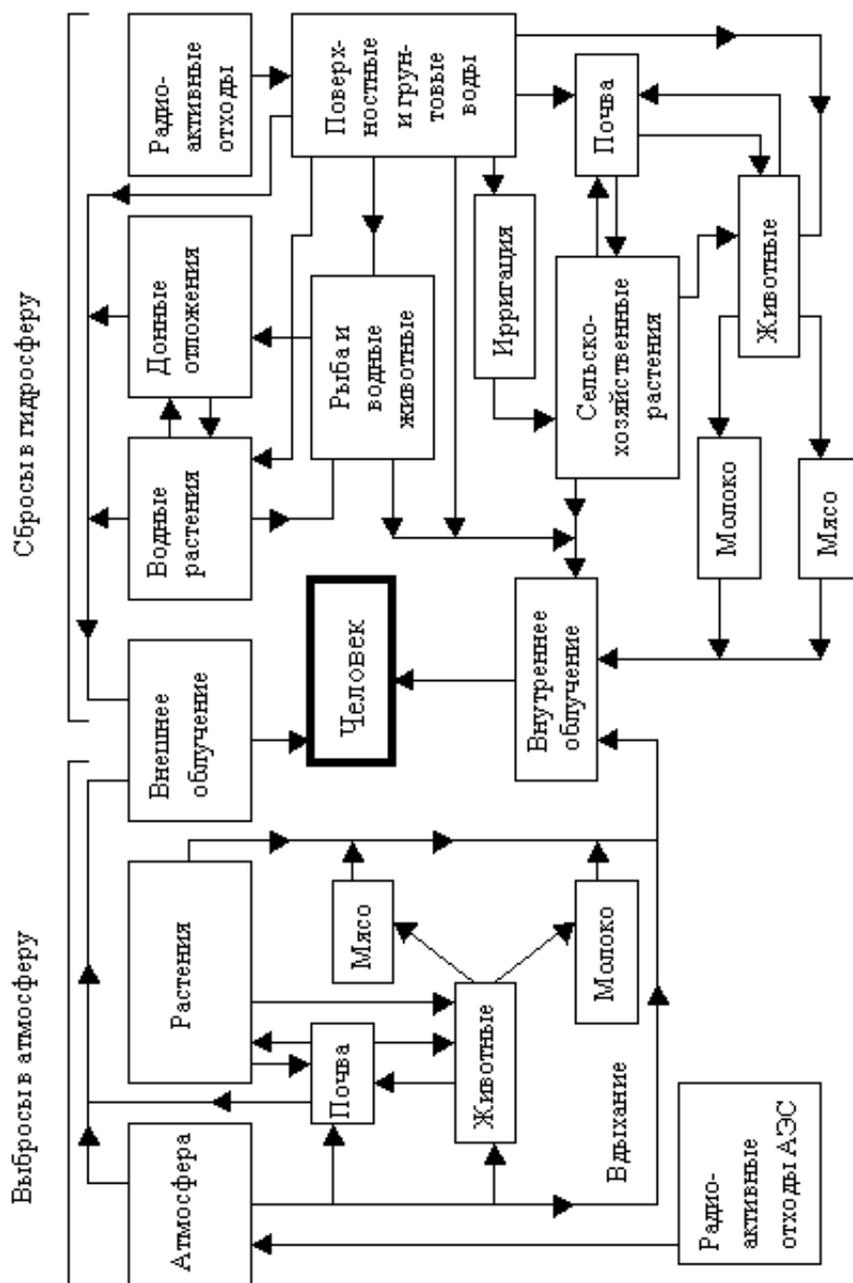


Рис. 11: Пути воздействия радиоактивных отходов АЭС на человека.

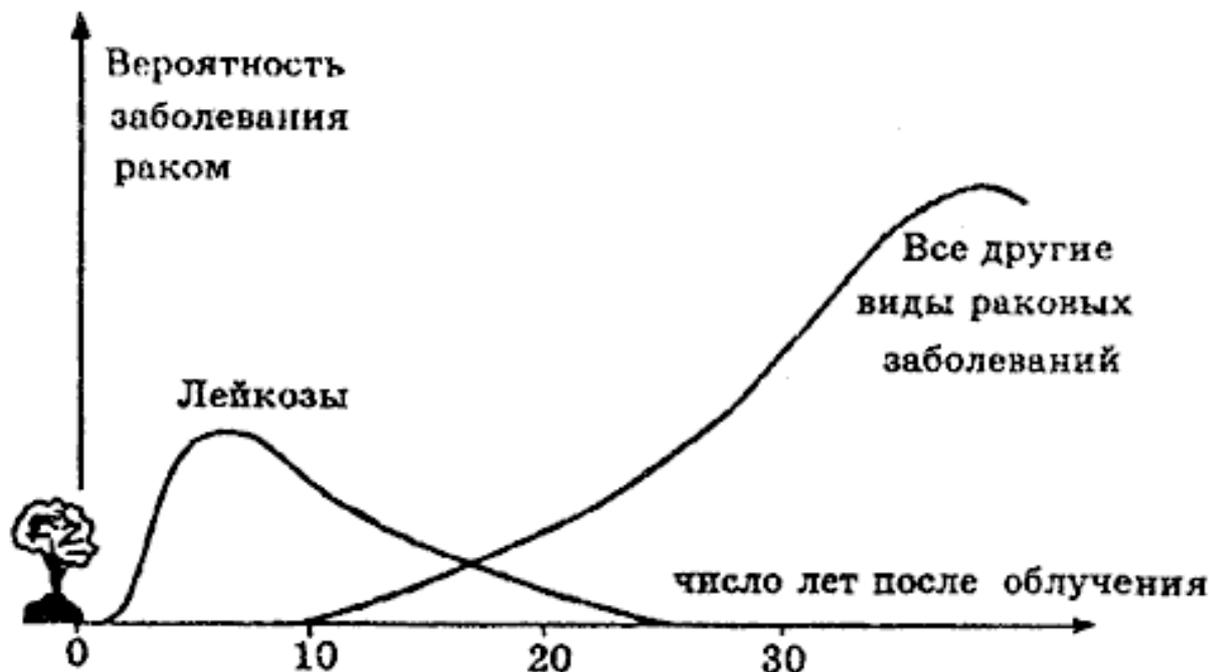


Рис. 12: Относительная среднестатистическая вероятность заболевания раком после получения однократной дозы в 0.01 Гр при равномерном облучении всего тела.

В последние десятилетия процессы взаимодействия ионизирующих излучений с тканями человеческого организма были детально исследованы. В результате выработаны нормы **радиационной безопасности**, отражающие действительную роль ионизирующих излучений с точки зрения их вреда для здоровья человека. При этом необходимо помнить, что норматив всегда является результатом компромисса между риском и выгодой.

12. Меры защиты

Меры защиты персонала и населения регламентируются нормами радиационной безопасности (НРБ-99) и гигиеническими нормативами (ГН.2.61.054-99).

МКРЗ и НКРЗ Российской Федерации в рекомендациях по радиационной безопасности исходят из:

- не превышения основного дозового предела;
- исключения всякого необоснованного облучения;
- снижения доз до наиболее низкого уровня с учётом медицинских и социально-экономических критериев.

МКРЗ и НКРЗ Российской Федерации в рекомендациях по радиационной безопасности полагают, что:

- вмешательства должны принести больше пользы, чем вреда, т. е. уменьшение дозы должно быть достаточным, чтобы оправдать возможный вред от вмешательства и защиты, включая социальные затраты;
- форма, масштаб и длительность должны быть оптимизированы, т. е. польза от уменьшения ущерба от излучения за вычетом ущерба, связанного с вмешательством, должна быть максимальной.
- планируемое повышенное облучение персонала при ликвидации аварии выше установленных дозовых пределов (таблица 15) может быть разрешено только в тех случаях, когда нет возможности принять меры, исключающие их применение, и может быть оправдано лишь спасением жизни людей, предотвращением дальнейшего развития аварии и облучения большого числа людей. Планируемое повышенное облучение допускается только для мужчин старше 30 лет лишь при их добровольном письменном согласии, после информирования о возможных дозах облучения при ликвидации аварии и риске для здоровья.
- Планируемое повышенное облучение в дозе не более 100 мЗв в год допускается с разрешения территориальных органов госсанэпиднадзора, а облучение в дозе не более 200 мЗв в год только с разрешения Госкомсанэпиднадзора России. Повышенное облучение не допускается:
 - для работников, ранее уже получивших дозу 200 мЗв в год в результате аварии или планируемого повышенного облучения;
 - для лиц, имеющих медицинские противопоказания согласно списку Минздравмедпрома России.
- Лица, подвергшиеся однократному облучению в дозе, превышающей 100 мЗв, в дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв/год. Однократное облучение в дозе свыше 200 мЗв/год должно рассматриваться как потенциально опасное.

Меры радиационной защиты персонала и населения регламентируются нормами радиационной безопасности (НРБ-99) и основными санитарными правилами (ОСП-72-87).

Меры защиты направлены на:

- предотвращение возникновения детерминированных эффектов путем ограничения облучения дозой ниже порога возникновения этих эффектов (нормирование годовой дозы);
- принятие обоснованных мер по снижению вероятности индуцирования отдаленных стохастических последствий (онкологических и генетических) с учетом экономических и социальных факторов.

Целью мер защиты является обеспечение высоких показателей здоровья населения, которые включают: продолжительность жизни, интегральные по времени характеристики физической и умственной работоспособности, самочувствие и функцию воспроизводства.

Меры защиты включают:

- снижение облучения населения от всех основных источников излучения;
- ограничение вредного действия на население нерадиационных факторов физической и химической природы;
- повышение резистентности и антиканцерогенной защищенности жителей;
- медицинскую защиту населения;
- повышение уровня радиационно-гигиенических знаний населения, психологическую помощь населению, помощь в преодолении преувеличенного восприятия опасности радиации;
- формирование здорового образа жизни населения;
- повышение социальной, экономической и правовой защищенности населения.

В случаях аварийных ситуаций принимаются дополнительные меры защиты, обеспечивающие снижение дозы облучения населения загрязненной территории и включающие:

- отселение жителей (временное или постоянное);
- отчуждение загрязненной территории или ограничение проживания и функционирования населения на этой территории;
- дезактивацию территории, строений и других объектов;
- систему мер в цикле сельскохозяйственного производства по снижению содержания радионуклидов в местной растительной и животной пищевой продукции; нормирование, радиационный контроль и выбраковку сельскохозяйственных и природных пищевых продуктов с последующей переработкой их в радиационно чистые продукты, а также снабжение населения радиационно чистыми пищевыми продуктами;
- внедрение в практику специальных правил поведения жителей и ведения ими приусадебного хозяйства.

Дополнительные меры также включают оптимизацию медицинского обслуживания населения и снижение доз облучения от других источников, в частности за счет ограничения поступления радона в жилые и производственные помещения.

13. Примеры решения задач

Задача 1. Рассчитать суммарную активность трития, образовавшегося в результате испытания ядерного оружия до 1970 г., если общий эквивалент ядерных взрывов составил 220 Мт.

Решение. Образование трития при испытании ядерного оружия составляет $2.6 \cdot 10^{13}$ Бк/Мт. До 1970 г. общий эквивалент ядерных взрывов составил 220 Мт. Образование трития:

$$220 \text{ Мт} \cdot (2.6 \cdot 10^{13} \text{ Бк/Мт}) = 5.7 \cdot 10^{15} \text{ Бк} .$$

Задача 2. По санитарным нормам допустимая плотность потока быстрых нейтронов составляет:

$$I_0 = 20 \frac{n}{\text{см}^2 \cdot \text{с}} .$$

Определить на каком минимальном расстоянии от источника, интенсивностью $S = 106n/\text{с}$, можно работать без дополнительной защиты.

Решение. Плотность потока нейтронов $I(r)$ на расстоянии r от источника определяется соотношением:

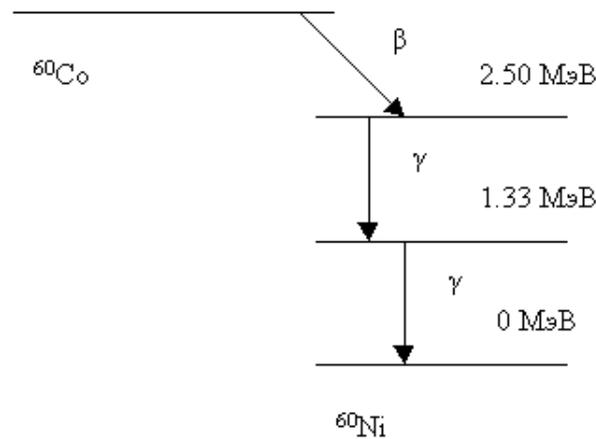
$$I(r) = \frac{S}{4r^2} . \quad (1)$$

Минимальное безопасное расстояние из соотношения (1):

$$R_{min} = \frac{1}{2} \sqrt{\frac{S}{\pi I_0}} = \frac{1}{2} \sqrt{\frac{3 \cdot 10^6}{20\pi}} = 109 \text{ см} .$$

Задача 3. Индивидуальная доза облучения, полученная в результате воздействия источника ^{60}Co в течении 10 с, составила 100 Гр. Сколько фотонов γ -излучения попало при этом в организм человека, если каждый фотон теряет в тканях тела около 40 % своей энергии ?

Решение. При распаде ^{60}Co образуется 2 γ -кванта с энергиями 1.33 и 1.17 МэВ. Каждая такая пара фотонов выделит в тканях человека $(1.33 + 1.17) \cdot 0.4 = 1 \text{ МэВ} = 1.6 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}$.



Для человека весом 75 кг поглощённая доза от одной пары фотонов составит

$$\frac{1.6 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}}{75 \text{ кг}} = 2.13 \cdot 10^{-15} \text{ Гр} .$$

При получении дозы 100 Гр число фотонов, попавших в организм, составит

$$2 \frac{100}{2.13 \cdot 10^{-15}} = 9.4 \cdot 10^{16} .$$

Задача 4. Студент предполагает использовать для работы с источником ^{90}Sr , имеющим активность $A = 270 \text{ МБк}$ и находящемся в стеклянной пробирке, в качестве защиты только плотные перчатки. Не опасно ли это ?

Решение. $\bar{E} = 1.74$ МэВ, масса человека $M = 70$ кг, $\varepsilon = 0.1$. На один акт распада ^{90}Sr приходится 1 фотон с энергией 1.74 МэВ, откуда для поглощённой человеком мощности дозы D_t получим

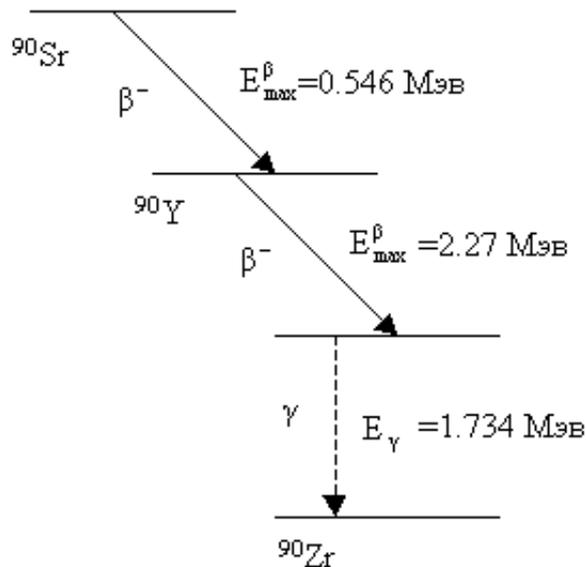
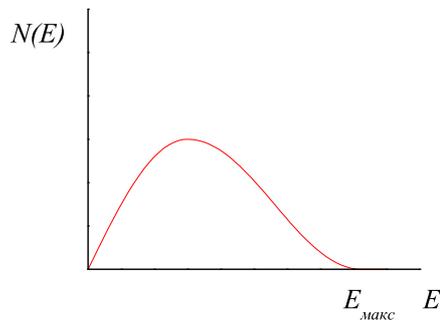
$$D_t = \frac{270 \cdot 10^6 \cdot 1.74 \cdot 1.6 \cdot 10^{-13} \cdot 10^{-1}}{70} = 10^{-7} \text{ Гр/с} .$$

Предел дозы: ПД = 0.5 Гр/год $\approx 1.6 \cdot 10^{-8}$ Гр/с
 Работать опасно !!!

Задача 5. Количество ^{90}Sr , которое ежедневно попадает с пищей в организм человека, составляет 0.94 Бк. Каково значение дозы, накопленной в костной ткани за год ?

Решение.

1. Средние энергии β -распада составляют $0.3 \div 0.4$ от E_{max}^β . В расчете возьмем 0.4.



2. Будем считать, что в организме поглощается 10 % фотонов. Общее количество энергии, поглощённой в организме от одного распада: $Q = (0.546 + 2.27) \cdot 0.4 + 1.734 \cdot 0.1 = 1.3$ МэВ = $1.3 \cdot 1.6 \cdot 10^{-13}$ Дж = $2.08 \cdot 10^{-13}$ Дж, (1 МэВ = $1.6 \cdot 10^{-13}$ Дж).

Согласно таблице 34, доля радионуклида ^{90}Sr , поглощённая костной тканью, составляет $0.94 \text{ Бк} \cdot 0.7 = 0.66 \text{ Бк}$ или $5.68 \cdot 10^4$ распадов в сутки, (в сутках 86400 с).

Фрагмент таблицы 34

Органы максимального накопления радионуклидов

Элемент	Наиболее чувствительный орган или ткань	Масса органа или ткани, кг	Доля полной дозы
Стронций Sr	Кость	7	0.7

Таким образом, в сутки костная ткань поглощает

$$Q = 2.08 \cdot 10^{-13} \text{ Дж} \cdot 5.68 \cdot 10^4 = 11.8 \cdot 10^{-9} \text{ Дж} .$$

Доза, поглощённая в год:

$$365 \cdot 11.8 \cdot 10^{-9} \text{ Дж} = 4,3 \cdot 10^{-6} \text{ Дж} .$$

Доза, поглощённая за год в 1 кг костной ткани:

$$\frac{4.3 \cdot 10^{-6} \text{ Дж}}{7 \text{ кг}} = 0.6 \cdot 10^{-6} \text{ Дж/кг} = 0.6 \cdot 10^{-6} \text{ Гр} .$$

Задача 6. Каково максимальное количество радионуклида ^{90}Sr при попадании которого в организм не будет превышена доза $D = 1 \text{ мГр/год}$. $T_{1/2}(^{90}\text{Sr}) = 28 \text{ лет}$.

Решение. Наибольшее количество радионуклида ^{90}Sr поглощается в костях. Масса вещества кости M составляет 7 кг; доля полной полученной дозы составляет $\varepsilon = 0.7$ (табл. 34). Поэтому полная энергия, выделенная в организме за год, будет составлять:

$$E = \frac{DM}{\varepsilon} = \frac{1 \cdot 10^{-3} \cdot 7}{0.7} = 10^{-2} \text{ Дж} .$$

Доля ядер радионуклида ^{90}Sr , распадающаяся за год:

$$K = \frac{N}{N_0} = 1 - e^{-\frac{0.693t}{T_{1/2}}} = 1 - e^{-\frac{0.693}{28}} = 2.5 \cdot 10^{-2} .$$

Используя схему распада радиоактивного изотопа ^{90}Sr , получим энергию, выделяющуюся в костях на один акт распада:

$$E^* = 0.1 \cdot E^\gamma + 0.4 \cdot E_{max}^\beta = 0.1 \cdot 1.734 + 0.4 \cdot (0.54 + 2.27) = 1.29 \text{ МэВ} = 2.06 \cdot 10^{-13} \text{ Дж} . \quad (2)$$

Полное число ядер изотопа:

$$N_0 = \frac{10^{-2}}{2.06 \cdot 10^{-13} \cdot 2.5 \cdot 10^{-2}} = 2 \cdot 10^2 .$$

Задача 7. Какова поглощённая доза в организме человека в течении 10 лет, если через органы дыхания в него попало 100 мкг изотопа ^{239}Pu ? Период полураспада ^{239}Pu равен $2.4 \cdot 10^4 \text{ лет}$.

Решение. Число радиоактивных ядер в 100 мкг изотопа ^{239}Pu :

$$N_0 = \frac{100 \cdot 10^{-6} \cdot 6 \cdot 10^{23}}{239} = 2.5 \cdot 10^{17} .$$

Число ядер ^{239}Pu распавшихся за 10 лет:

$$N = N_0 \left(1 - e^{-\frac{0.693t}{T_{1/2}}} \right) = 2.5 \cdot 10^{17} \left(1 - e^{-\frac{0.693 \cdot 10}{2.4 \cdot 10^4}} \right) = 0.75 \cdot 10^{14} .$$

Распад ^{239}Pu приводит к появлению трёх α -линий при энергиях и с вероятностями распада, указанными в таблице.

E_α , МэВ	P_α , %
5.107	11.5
5.145	15.1
5.157	73.3

$\bar{E}_\alpha = 5.1$ МэВ. Масса тела $M = 70$ кг. Поглощённая доза:

$$D = \frac{\bar{E}_\alpha N}{M} = \frac{5.1 \cdot 0.75 \cdot 10^{14} \cdot 1.6 \cdot 10^{-13}}{70} = 0.87 \text{ Гр} .$$

Задача 8. При какой концентрации плутония в воздухе n годовая доза от его попадания в лёгкие составит $D = 1.7 \cdot 10^{-6}$ Гр.

Для расчёта принять:

1. в среднем человек вдыхает $V_0 = 0.01$ литров воздуха в минуту;
2. в лёгких остается $\varepsilon = 0.01$ попавшего в организм при вдохе ^{239}Pu ;
3. первоначально плутоний в лёгких отсутствовал.

Решение. Период полураспада ^{239}Pu $T_{1/2} = 2.4 \cdot 10^4$ лет. Средняя энергия α -частиц распада $\bar{E}_\alpha = 5$ МэВ. Масса лёгких $M_{\text{л}} = 0.5$ кг. Число актов распада ^{239}Pu за время dt :

$$dN_p(t) = \lambda N(t) dt ,$$

где $N(t)$ — число ядер ^{239}Pu в момент времени t . Изменение числа ядер ^{239}Pu с учётом накопления и распада :

$$dN(t) = V_0 n \varepsilon dt - \lambda N(t) dt .$$

Учитывая, что вследствие большого периода полураспада вторым членом в этом уравнении можно пренебречь, после интегрирования получим:

$$N(t) = V_0 n \varepsilon t .$$

Отсюда находим число ядер, распавшихся за время t :

$$dN_p(t) = \lambda V_0 n \varepsilon t dt , \quad N_p(t) = \frac{\lambda V_0 n \varepsilon t^2}{2} .$$

Энергия E , поглощённая в ткани лёгких за год:

$$E = DM_{\text{л}} = 1.7 \cdot 10^{-6} \cdot 0.5 = 8.5 \cdot 10^{-7} \text{ Дж} .$$

Число распадов ядер, необходимое для выделения энергии E :

$$N = \frac{E}{E_{\alpha} \cdot 1.6 \cdot 10^{-13}} = \frac{8.5 \cdot 10^{-7}}{5 \cdot 1.6 \cdot 10^{-13}} = 1.06 \cdot 10^6 .$$

Из выражения для $N_p(t)$ получим концентрацию ^{239}Pu в воздухе:

$$n = \frac{2N}{\lambda V_0 n \epsilon t^2} = \frac{2.12 \cdot 10^6}{5.5 \cdot 10^{-11} \cdot 6 \cdot 10^{-2} \cdot (5.3 \cdot 10^5)^2} = 2.3 \cdot 10^6 \text{ ядер/л} .$$

14. Контрольные вопросы и задачи

1. Что такое радиация?
2. Перечислите основные виды радиоактивного излучения.
3. Опишите механизм передачи энергии тяжёлой заряженной частицей веществу.
4. В чем различие между пробегами тяжёлой заряженной частицы и лёгкой?
5. Рассчитать толщину защиты из Al от электронов, имеющих в воздухе пробег 10 м.
6. Какова должна быть толщина Al фильтра для полного поглощения β -частиц радиоактивного источника ^{32}P ?
7. Электроны с энергией E_0 попадают на свинцовую пластину толщиной 0.1 см и имеют на выходе из пластины энергию $E = 1$ МэВ. Определить энергию E_0 .
8. Как зависит пробег тяжёлой заряженной частицы от ее заряда и энергии?
9. Электроны с энергией 100 МэВ падают на свинцовую пластину толщиной 1 см. Подсчитать энергию электронов после прохождения пластинки.
10. Протоны с энергией 100 МэВ падают на алюминиевую пластинку толщиной 6 мм. Подсчитать энергию протонов после прохождения пластинки.
11. Протоны с энергией E_0 падают на Al пластинку толщиной 0.2 см и имеют на выходе пластинки энергию $E = 0.5$ МэВ. Определить энергию E_0 .
12. Что такое удельные ионизационные потери заряженной частицы? Как они зависят от заряда среды, заряда и энергии частицы?
13. Оценить отношение ионизационных потерь протонов к ионизационным потерям электронов для энергии частиц 10 ГэВ.
14. Протоны с кинетической энергией 5 МэВ проходят через газовую среду. Для какого из двух газов — неона или азота — удельная ионизация будет больше и во сколько?

15. Определить удельные потери энергии на ионизацию и среднее число пар ионов на 1 см пути α -частицы с энергией 10 МэВ при прохождении через воздух. Учесть, что на образование одной пары ионов в воздухе необходимо 35 эВ.
16. Вычислить отношение удельных потерь на ионизацию в свинце и алюминии для α -частиц с энергией 5 МэВ.
17. Что такое радиационные потери энергии? При каких энергиях необходимо учитывать радиационные потери?
18. Определить средние удельные потери энергии на радиационное излучение при прохождении электрона с энергией 50 МэВ через Al-фильтр и сравнить ее со средними удельными потерями энергии на ионизацию.
19. Во сколько раз удельные потери энергии на радиационное излучение в висмуте больше, чем в железе?
20. Что такое критическая энергия электронов? Зависит ли эта величина от свойств рассеивающей среды?
21. Определить критическую энергию электронов при прохождении через алюминий.
22. Что такое радиационная длина?
23. Опишите механизм передачи энергии нейтрона веществу.
24. Определить толщину слоя кадмия, ослабляющую поток тепловых нейтронов в 1000 раз. Сечение поглощения тепловых нейтронов кадмием составляет 2540 барн.
25. Что лежит в основе классификации нейтронов по энергиям?
26. Почему сечения взаимодействия тепловых нейтронов с веществом могут быть $\gg \pi R^2$ (R — радиус ядра)?
27. Описать основные механизмы взаимодействия гамма-квантов с веществом. Какие механизмы взаимодействия гамма-квантов с веществом доминируют при различных энергиях γ -квантов?
28. Как зависит сечение фотоэффекта от свойств среды и энергии γ -кванта?
29. Как зависит сечение эффекта Комптона от свойств среды и энергии γ -кванта?
30. Нарисовать спектр, полученный с помощью сцинтилляционного детектора с кристаллом NaI(Tl), для фотонов с энергией 500 кэВ.
31. Нарисовать спектр, полученный с помощью сцинтилляционного детектора с кристаллом NaI(Tl), для фотонов с энергией 3 МэВ.
32. Как зависит сечение эффекта Комптона от свойств среды и энергии γ -кванта?
33. Рассчитать толщину защиты из свинца, необходимую для ослабления интенсивности излучения γ -квантов с энергией 1 МэВ в 100 раз.

34. Распад ^{60}Co на возбуждённые состояния ядра сопровождается последовательным испусканием двух гамма-квантов с энергиями 1.17 и 1.33 МэВ. Найти отношение интенсивностей этих линий после прохождения слоя свинца, толщиной 10 см (геометрия узкого пучка).
35. Линейный коэффициент ослабления гамма-излучения в свинце равен 1.65 см^{-1} . Определить энергию гамма-квантов. Рассчитать ослабление интенсивности пучка гамма-квантов при прохождении 10 см свинца.
36. Монохроматическое гамма-излучение ^{198}Au ($E_\gamma = 0.411 \text{ МэВ}$) проходит через фильтр толщиной 2 см. Определить линейный и массовый коэффициенты поглощения, если известно, что фильтр ослабляет интенсивность гамма-излучения в 5 раз.
37. Определить ослабление интенсивности γ -излучения с энергией 2.6 МэВ при прохождении через свинцовый фильтр толщиной 2 см.
38. γ -лучи с энергией 3 МэВ проходят через свинцовый фильтр толщиной 10 см. Какова должна быть толщина алюминиевого фильтра, чтобы вызвать такое же ослабление γ -лучей.
39. В чем особенности воздействия радиации на ткани живого организма?
40. Что такое радионуклид? В чем различие понятий радионуклид и изотоп?
41. Что такое активность радионуклида в источнике?
42. Что такое экспозиционная доза?
43. Рассчитать дозу облучения в рентгенах от источника ^{60}Co активностью 50 мКи, полученную за 6 часов работы на расстоянии 40 см от источника.
44. Мощность дозы γ -излучения на расстоянии 10 см от источника составляет 5 Р/мин. Определить расстояние от источника, на котором можно находиться без защиты в течении рабочего дня (6 часов). Максимально допустимая доза γ -излучения составляет 0.05 Р за рабочий день.
45. Что такое линейная передача энергии (ЛПЭ)?
46. В чем различие между линейной передачей энергии и удельной ионизацией?
47. В чем различие между поглощённой дозой, эквивалентной дозой и эффективной эквивалентной дозой?
48. Что такое предельно допустимые дозы и пределы дозы?
49. Что такое внешнее и внутреннее облучение? Основные источники внешнего и внутреннего облучения.
50. Основные источники природной радиации.
51. Основные техногенные источники радиации.
52. Почему с увеличением высоты происходит увеличение мощности поглощённой дозы космического внешнего облучения?

53. Какую опасность представляют радионуклиды, попавшие внутрь организма ?
54. В чем особенности воздействия больших и малых доз радиации на человека?
55. В каких формах проявляется биологическая активность радионуклидов?