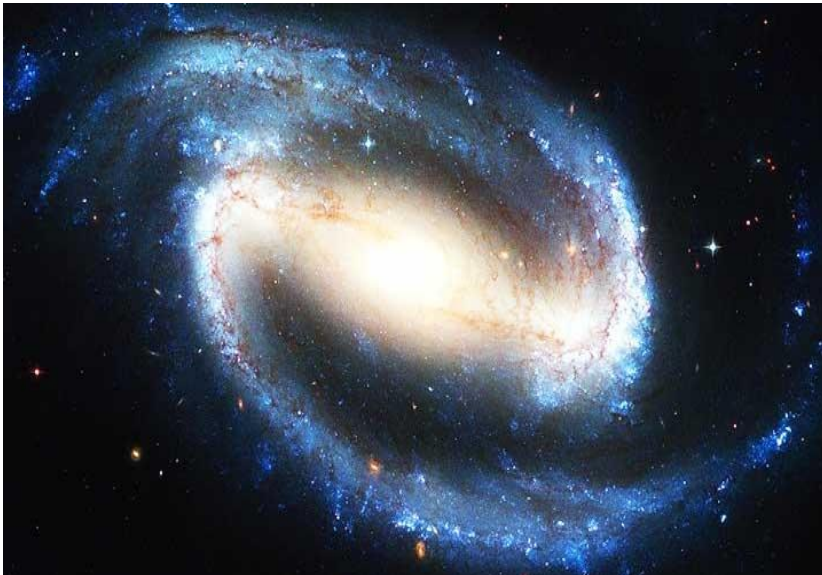


Радиоактивность и сопутствующие ей ионизирующие излучения существовали на Земле задолго до зарождения на ней жизни и присутствовали в космосе до возникновения нашей планеты.

Радиация постоянно наполняет космическое пространство, а радиоактивные материалы вошли в состав Земли с самого ее появления.



Зарождение жизни на Земле происходило в присутствии радиационного фона окружающей среды, а может послужила причиной непрерывной эволюции биологических видов в сторону повышения их организации.

Мировыми лидерами в производстве ядерной электроэнергии:

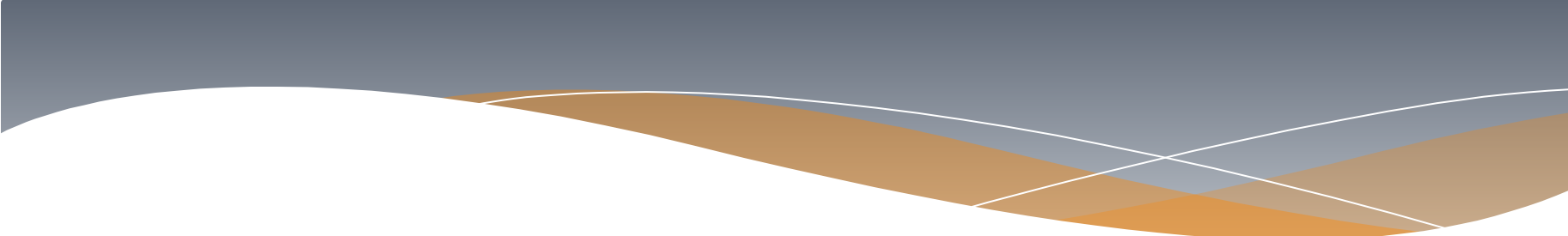
- США (836,63 млрд кВт·ч/год), работает 104 атомных реактора (20% от вырабатываемой электроэнергии)
- Франция (439,73 млрд кВт·ч/год)
- Япония (263,83 млрд кВт·ч/год)
- Россия (160,04 млрд кВт·ч/год)
- Корея (142,94 млрд кВт·ч/год)
- Германия (140,53 млрд кВт·ч/год)

В мире действует 436 энергетических ядерных реакторов общей мощностью 370,049 ГВт, российская компания ТВЭЛ поставляет топливо для 76 из них (17 % мирового рынка).

Научно-техническая дисциплина, определяющая защищенность человека и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

В задачи этой новой научно-практической дисциплины входят разработка:

- Критериев для оценки ионизирующего излучения, как вредного фактора воздействия на отдельных людей, популяцию в целом и объектов окружающей среды;
- Способов оценки и прогнозирования радиационной обстановки, а также путей приведения ее в соответствии с выработанными критериями безопасности на основе создания комплекса технических, медико-санитарных и административно организационных мероприятий. Цель этих мероприятий обеспечить безопасные условия применения атомной энергии в сфере человеческой деятельности.



Независимо от характера и масштабов использования атомной энергии система радиационной безопасности решает две функциональные задачи:

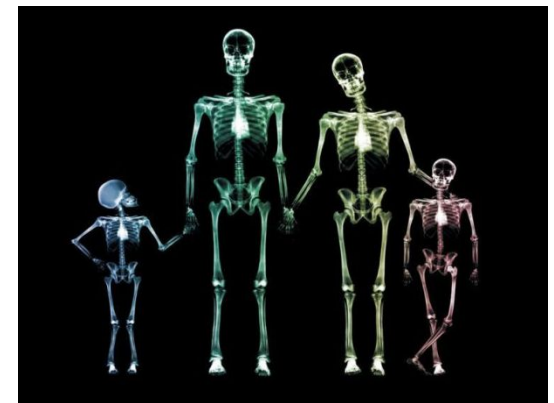
1. Снижение уровня облучения персонала и населения до регламентируемых пределов на основе комплекса проектных, технических, медико-санитарных и гигиенических мероприятий;
2. Создание эффективной системы радиационного контроля, которое позволяло бы оперативно регистрировать изменение различных параметров радиационной обстановки, на основании которых можно судить об уровнях облучения персонала и населения и радиоактивного загрязнения объектов внешней среды, и на этой основе принимать меры по нормализации радиационной обстановки в случае превышения допустимых уровней.

Вильгельм Конрад Рентген

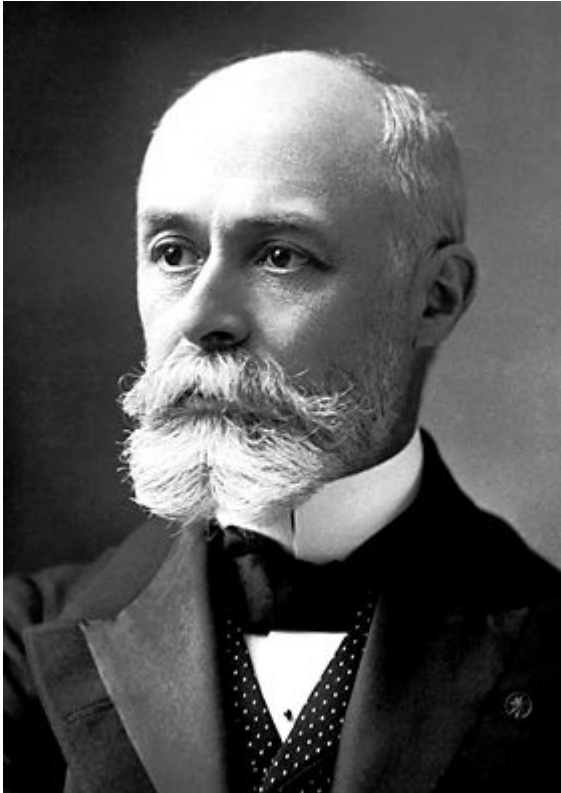


Открытие Вильгельмом Конрадом Рентгеном (первая Нобелевская премия по физике, 1901) новых невидимых для глаза лучей, получивших название рентгеновских или X-лучей.

Сообщение об открытии датировано 28 декабря 1895 г.



Антуан Анри Беккерель



Весной 1896 г. французский физик Антуан Анри Беккерель (Нобелевская премия по физике, 1903) сделал ряд сообщений об обнаружении им нового вида излучения, которое испускается солями урана.

Пьер и Мария Кюри



Открытие в 1898 г. супругами Кюри радиоактивности тория и радиоактивных элементов - полония и радия, испускающих три вида лучей: α , β и γ .

Пьер Кюри и Мария Склодовская-Кюри в 1903 г. были удостоены Нобелевской премии по физике.

Спустя 8 лет последовала вторая Нобелевская премия по химии, присужденная Марии Кюри «за открытие элементов радия и полония, за выяснение природы радия и выделение его в металлическом виде»

Ирен и Фредерик Жолио-Кюри



В 1934 г. супругами Иреной и Фредериком Жолио-Кюри была открыта искусственная радиоактивность, за что им была присуждена Нобелевская премия по химии.

Фредерик Жолио-Кюри впервые доказал (1934), что масса нейтрона несколько больше массы протона.

Энрико Ферми



Итальянский физик Энрико Ферми с сотрудниками доказал возможность получения радиоактивности почти у всех элементов под воздействием нейтронной бомбардировки их ядер.

Им же в 1942 г. был спроектирован и построен в США первый в мире ядерный реактор.

В 1938 г. Э.Ферми была присуждена Нобелевская премия по физике

Основные понятия

Ионизирующее Излучение (ИИ) – излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию ионов разных знаков.

по своему характеру взаимодействия со средой ионизирующее излучение разделяют на:

- **непосредственно ионизирующее**:– ии, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновениях (электроны, протоны, α -частицы, β -частицы и др.);
- **косвенно ионизирующее** – ии, состоящее из незаряженных частиц, которые могут создавать непосредственно ионизирующее излучение и (или) вызывать ядерные превращения (нейтроны, фотоны и др.)

Потоковые характеристики поля ИИ

Характеристика	Частицы ИИ	Энергия
Поток	$\Phi = \frac{dN}{dt}, [c^{-1}]$	$\Phi_w = \frac{dW}{dt} [Дж/с], [Вт]$
Плотность потока	$\varphi = \frac{d\Phi}{dS} = \frac{\partial^2 N}{dt dS}, [c^{-1} \cdot м^{-2}]$	$I = \frac{d\Phi_w}{dS} = \frac{\partial^2 W}{dt ds}, [Дж/м^2 \cdot с], [Вт/м^2]$
Флюенс	$\Phi = \frac{dN}{dS}, [м^{-2}]$	$\Phi_w = \frac{dW}{ds}, [Дж/м^2]$
Интенсивность за интервал времени	$\Phi = \int_0^{\tau} \varphi(t) dt$	$J = E \cdot \varphi$

Взаимодействие ионизирующего излучение с веществом

- электромагнитное;
- сильное;
- слабое.
- рассеяние излучения или частиц;

**При взаимодействии со средой любого излучения,
протекают следующие физические процессы:**

- поглощение;
- отражение;
- деление;
- прохождение без взаимодействия.

Закон ослабления.

Все виды излучения при прохождении через среду экспоненциально ослабляются. В геометрии узкого пучка:

$$\varphi(x) = \varphi_0 \cdot \exp(-\Sigma \cdot x)$$

где Σ - макроскопическое сечение процесса - доля частиц, которая прошла элемент пути Δx :

$$\Sigma = \frac{1}{\Delta x} \cdot \frac{\Delta N}{N_0}$$

$\frac{1}{\Sigma}$ - средняя длина пробега частиц. На данной толщине излучение ослабляется в e раз.

Макроскопическое и микроскопическое сечение.

Микроскопическое сечение $\sigma = \frac{N}{\Phi \cdot n}$

где σ - микроскопическое сечение; N - число всех взаимодействующих частиц; Φ - флюенс частиц; n - число частиц - мишеней.

Электронные и атомные сечения.

$$\Sigma = \sigma_a \cdot n_a = \sigma_a \cdot \rho \cdot \frac{N_A}{A}$$

$$\Sigma = \sigma_e \cdot n_e = \sigma_e \cdot \rho \cdot \frac{N_A \cdot Z}{A}$$

Массовое сечение:

$$\Sigma_m = \frac{\Sigma}{\rho}$$

$$\Sigma = \Sigma_m \rho = \Sigma_a \frac{N_a}{A} \rho = \Sigma_e \frac{N_a}{A} Z \rho.$$

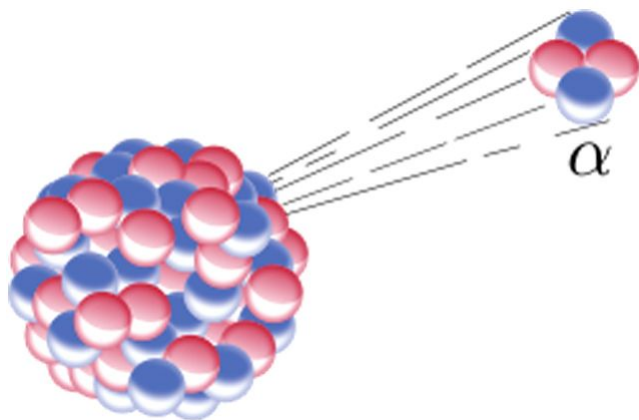
Взаимодействие заряженных частиц с веществом

Заряженная частица – это прямо ионизирующая частица, которая, двигаясь в веществе, теряет энергию на:

- возбуждение;
- ионизацию;
- торможение в кулоновском поле (ядра);
- упругое взаимодействие.

- *Упругое взаимодействие* - т.е. взаимодействие, при котором сумма кинетических энергий взаимодействующих частиц до взаимодействия и после сохраняется неизменной - в дозиметрии не учитывается в виду малого его вклада (1-2%).
- *Возбуждение* - взаимодействие, вызывающее переход электронов атома на возбужденный уровень - в дальнейшем приводит к процессу релаксации атома с испусканием вторичных фотонов, что важно учитывать.
- *Ионизация* - процесс отрыва электрона от атома - характеризуется *средней энергией ионообразования* (т.е. энергией, необходимой для образования одной пары ионов), которая различна для каждого газа и вида излучения.
- *Торможение* - процесс потери энергии частиц за счет испускания тормозного излучения.
- *Тормозное излучение* – фотонное излучение с непрерывным спектром, возникающее при изменении кинетической энергии заряженных частиц.

Специфика взаимодействия тяжелых заряженных частиц



α - частица состоит из двух протонов и двух нейтронов, прочно связанных между собой. Масса α -частицы составляет 4,003 а.е.м.

α -частицы (5 МэВ): в воздухе $R_\alpha = 4$ см; в биологической ткани $R_\alpha = 30$ мкм.

Осколки (5 МэВ): в воздухе $R = 2$ см; в биологической ткани $R = 10$ мкм.

α -частицы (8 МэВ): в биологической ткани $R_\alpha = 77$ мкм (пробивают эпидермис кожи).

Специфика взаимодействия тяжелых заряженных частиц

Пробег заряженной частицы заданной энергии в различных веществах будет обратно пропорционален концентрации электронов в поглощающей среде:

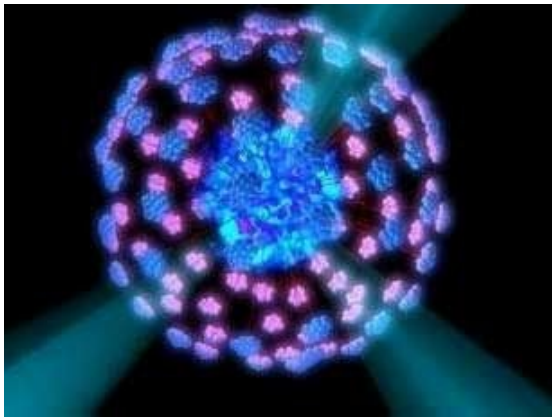
$$R \sim \frac{1}{NZ}$$

Обычно пробег определяют по эмпирическим или полуэмпирическим формулам

- формула Гейгера для воздуха: $R_\alpha = 0.32 \cdot E_\alpha^{3/2}$

- для любого вещества $R_\alpha = 10^{-4} \cdot \frac{N_A \cdot E_\alpha^3}{\rho}$

Особенности взаимодействия электронов со средой



- Основными процессами взаимодействия β -излучения с веществом являются:
- неупругие столкновения с атомными электронами;
- неупругие столкновения с атомными ядрами;
- упругие столкновения с атомными электронами или атомными ядрами.

Особенности взаимодействия электронов со средой

Отношение радиационных потерь к ионизационным, полученное Бете и Гайтлером для электронов, можно оценить по соотношению:

$$\frac{\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}}}{\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион}}} \approx \frac{E_0 \cdot Z}{800}$$

где E_0 - энергия электронов, МэВ.

Критическая энергия - энергия, при которой ионизационные и радиационные потери равны

$$E_{\text{крит}} \approx \frac{800}{Z}$$

Особенности взаимодействия электронов со средой

Вместо *истинного пробега* для электронов используют понятие *экстраполированного пробега* - т.е. проекцию траектории на выбранное направление.

Для радионуклидного диапазона энергий используют следующие формулы для определения экстраполированного пробега:

• для алюминия

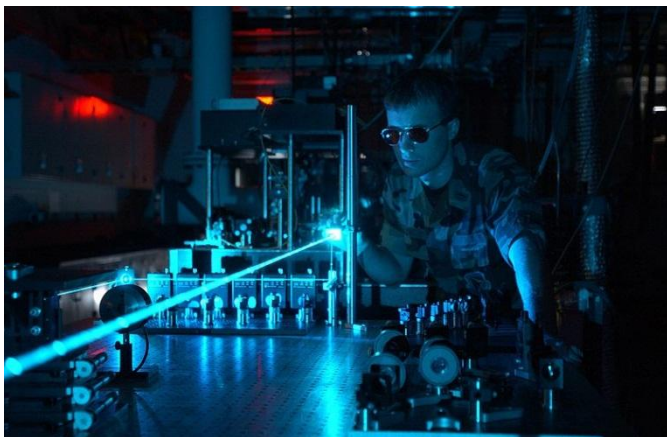
$$R_{\text{экс}} = 0.5 \cdot E_e \cdot \frac{\rho_{Al}}{\rho_x}$$

• для произвольной среды

$$R_{\text{экс}} = 0.5 \cdot E_e$$

$E_e = 1 \text{ МэВ}$: в алюминии $R_{\text{экс}} = 0,5 \text{ см}$; в биологической ткани $R_{\text{экс}} = 1,38 \text{ см}$.

Взаимодействие γ -излучения с веществом.



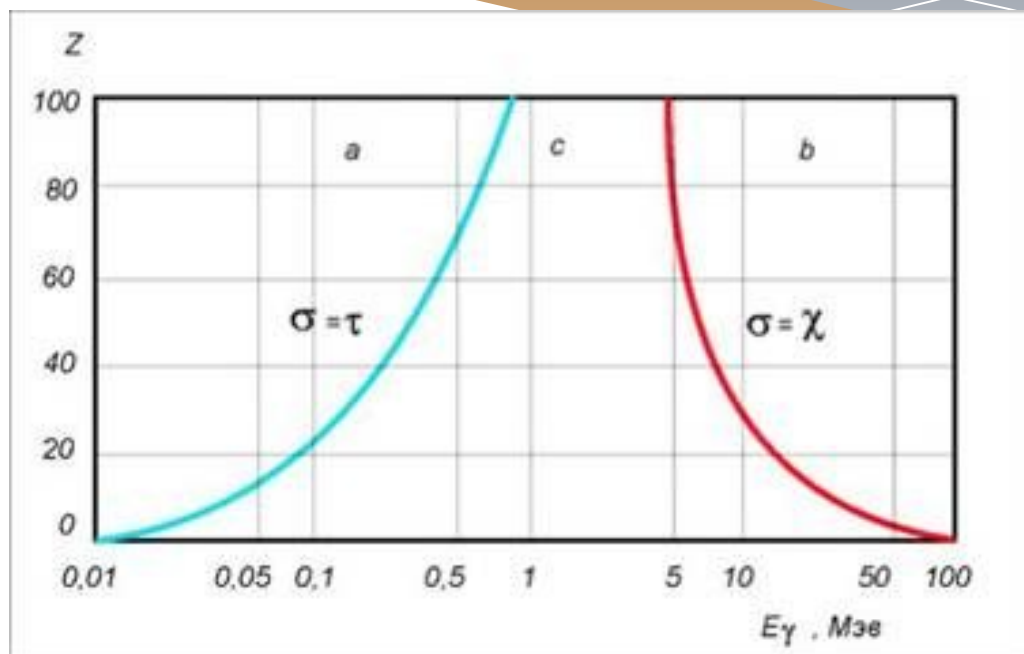
Фотóн — элементарная частица, квант электромагнитного излучения (в узком смысле — света).

Это безмассовая частица , способная существовать только двигаясь со скоростью света.

Гамма-лучи отличаются очень высокой скоростью прохождения различных сред на довольно большие расстояния.

В воздухе путь их пробега равен 100-120 м, а в мягких тканях животных и человека - до 0,5 м и более.

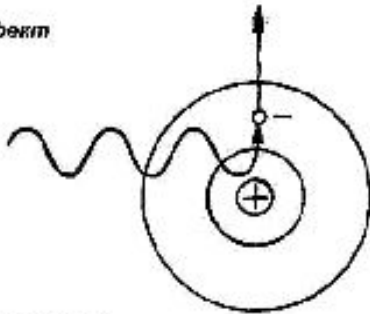
Взаимодействие γ -излучения с веществом.



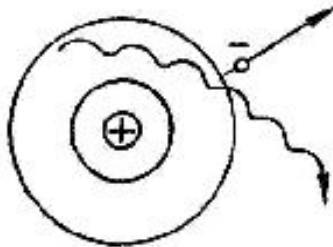
Зависимость вероятности Фотозффекта, Комптон-эффекта и Эффекта образования пар от атомного номера среды Z и энергии фотонов.

Виды взаимодействия γ -излучения с веществом.

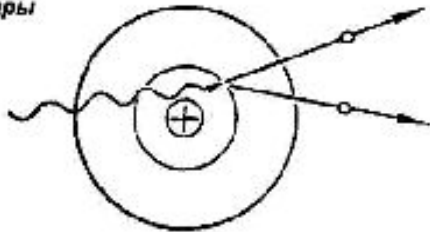
Фотоэффект



Эффект Комптона



Образование
электронно-
позитронной пары

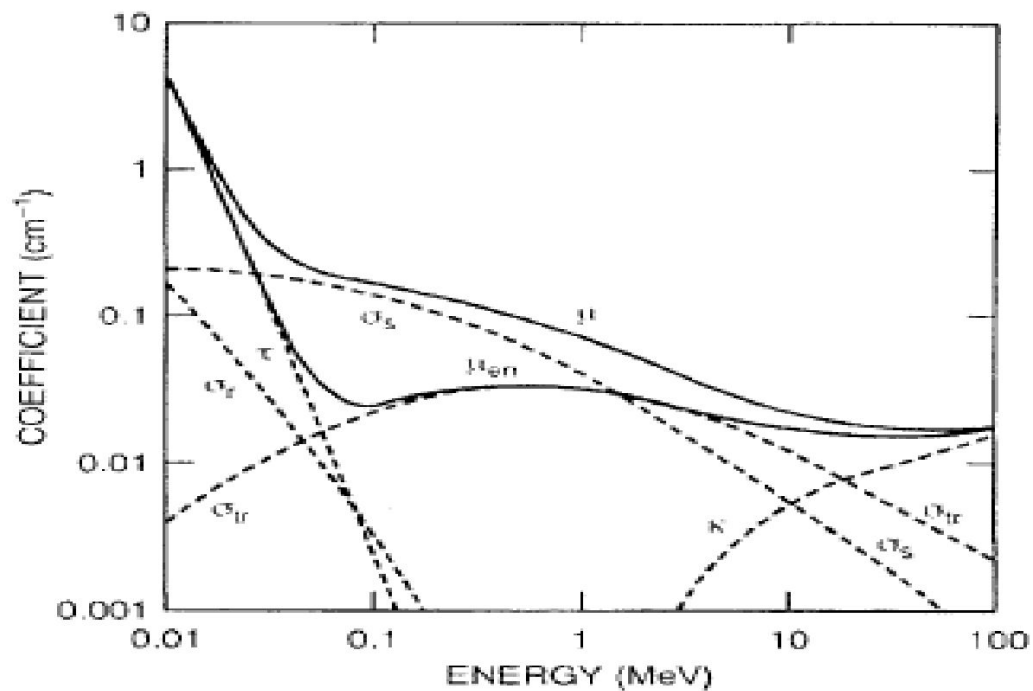


При **фотоэффекте** происходит поглощение γ -кванта одним из электронов атома, причём энергия γ -кванта преобразуется (за вычетом энергии связи электрона в атоме) в кинетическую энергию электрона, вылетающего за пределы атома.

При **Комптон эффекте** происходит рассеяние γ -кванта на одном из электронов, слабо связанных в атоме

Процесс **образования электрон-позитронных пар** эффект рождения фотоном электрон-позитронной пары в поле ядра или электрона.

Линейные коэффициенты ослабления и коэффициентов абсорбции энергии для фотонов в воде



Эффективный атомный номер сложного вещества

Эффективный атомный номер сложного вещества - атомный номер такого условного простого вещества, для которого передача энергии излучения, рассчитанная на один электрон среды, является такой же.

Фотоэффект:

$$Z_{\text{эфф}} = \sqrt[3]{\frac{a_1 \cdot z_1^4 + a_2 \cdot z_2^4 + \dots}{a_1 \cdot z_1 + a_2 \cdot z_2 + \dots}}$$

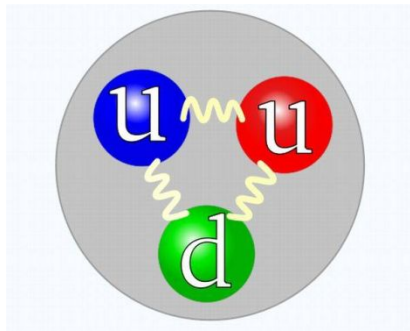
Эффект образования пар:

$$Z_{\text{эфф}} = \sum_i \frac{a_i \cdot z_i^2}{a_i \cdot z_i}$$

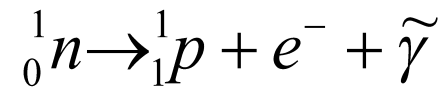
Эффективный атомный номер для некоторых сред

Вещество	ρ, г/см³	$Z_{\text{эфф}}$, ФЭФ	$Z_{\text{эфф}}$, ЭОП
Воздух	$1,293 \cdot 10^{-3}$	7,64	7,36
Вода	1,0	7,42	6,60
Мышцы	1,0	7,42	6,60
Подкожный жир	0,91	5,92	5,2
Костная ткань	1,85	13,8	10,0

Взаимодействие нейтронов с веществом



Нейтрон - нестабильная частица с периодом полураспада $T_{1/2} = 11,7$ мин.



На практике принято следующая классификация нейтронов по энергиям:

- медленные:
- ультрахолодные ($E \sim 10^{-7}$ эВ);
- холодные ($E < 5 \cdot 10^{-3}$ эВ);
- тепловые ($E = kT = 0,025$ эВ);
- надтепловые ($0,5 < E < 10$ эВ).
- промежуточные ($1 \text{ кэВ} < E < 0,2 \text{ МэВ}$).
- быстрые ($0,2 < E < 20 \text{ МэВ}$).
- сверхбыстрые ($E > 20 \text{ МэВ}$).

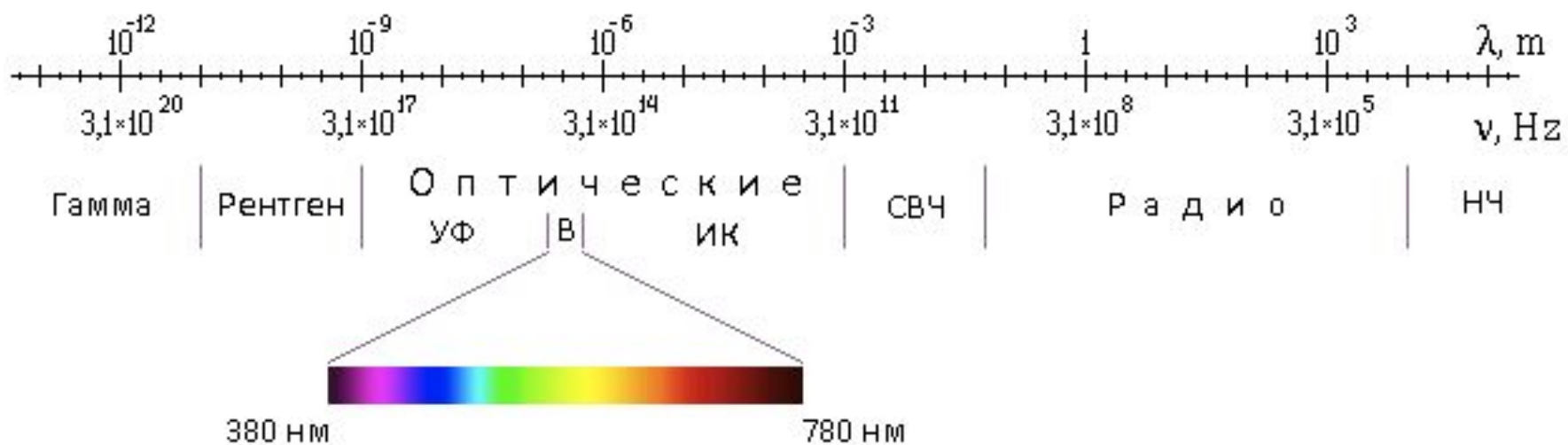
Основными процессами, происходящими при взаимодействии нейтронов с веществом являются:

- упругое рассеяние (n, n);
- неупругое рассеяние ($n, n'\gamma$);
- радиационный захват (n, γ);
- реакция с вылетом заряженных частиц (n, α), (n, p) и др. ;
- деление ядер (n, f);

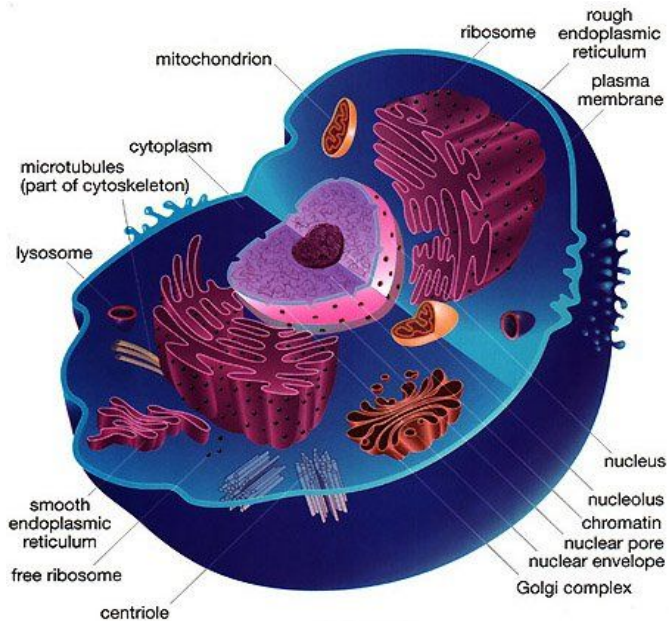
Сечения этих процессов сложным образом зависят от энергии нейтронов.

Все виды взаимодействий описываются микроскопическими и макроскопическими сечениями σ , Σ и $1/\Sigma = L$, где L - длина релаксации.

Спектр электромагнитных излучений

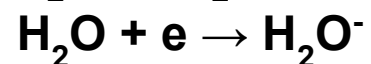
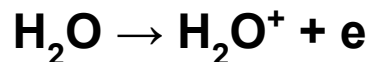


Реакция клетки на действие ионизирующих излучений

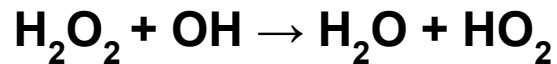
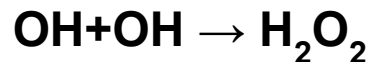
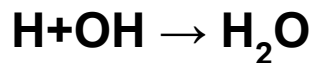
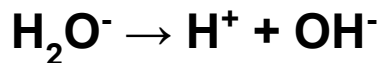
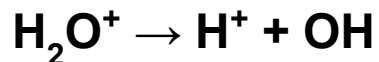


- Стадии ионизирующего облучения клетки:
- Физическая (неспецифическая) 10^{-16} — 10^{-14}
 - Физико-химическая 10^{-13} - 10^{-10}
 - Химическая 10^{-7} - 10^{-6}
 - Биологическая

Радиационно-химические превращения молекул воды

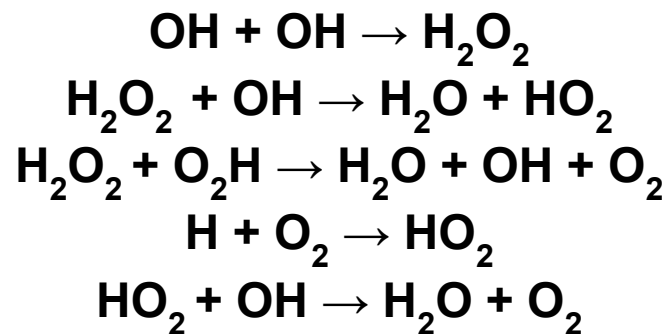


Возникающие ионы воды в свою очередь распадаются с образованием ряда радикалов, которые взаимодействуют между собой:



Радиационно-химические превращения молекул воды

При взаимодействии частиц с веществом создается высокая удельная концентрация радикалов OH , при которой протекают следующие реакции:



БИОЛОГИЧЕСКИЕ ПОСЛЕДСТВИЯ ОБЛУЧЕНИЯ. ДЕТЕРМИНИРОВАННЫЕ, СТОХАСТИЧЕСКИЕ И ГЕНЕТИЧЕСКИЕ РАДИАЦИОННЫЕ ЭФФЕКТЫ.

Стохастические эффекты — это такие эффекты, которые возникают в результате изменений в нормальных клетках, обусловленных некоторым актом ионизирующего излучения, причем предполагают, что вероятность этого события в клетках при малых дозах невелика.

В соответствии с общепринятой консервативной радиобиологической гипотезой, любой сколь угодно малый уровень облучения обуславливает определённый риск возникновения стохастических эффектов.

Они делятся на соматико-стохастические (лейкозы и опухоли различной локализации), генетические (доминантные и рецессивные генные мутации и хромосомные aberrации) и тератогенные эффекты (умственная отсталость, другие уродства развития; возможен риск возникновения рака и генетических эффектов облучения плода).

Детерминированные эффекты – клинически выявленные вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше – тяжесть эффекта зависит от дозы.

Виды генетических последствий:

Хромосомные aberrации - поломка хромосомы в результате прямого попадания ионизирующего излучения;

Доминантные мутации - облученные хромосомы проявляют себя

преимущественно в первом поколении

Рецессивные мутации - облученные хромосомы проявляют себя через несколько поколений.

Примерная классификация лучевых поражений организма человека

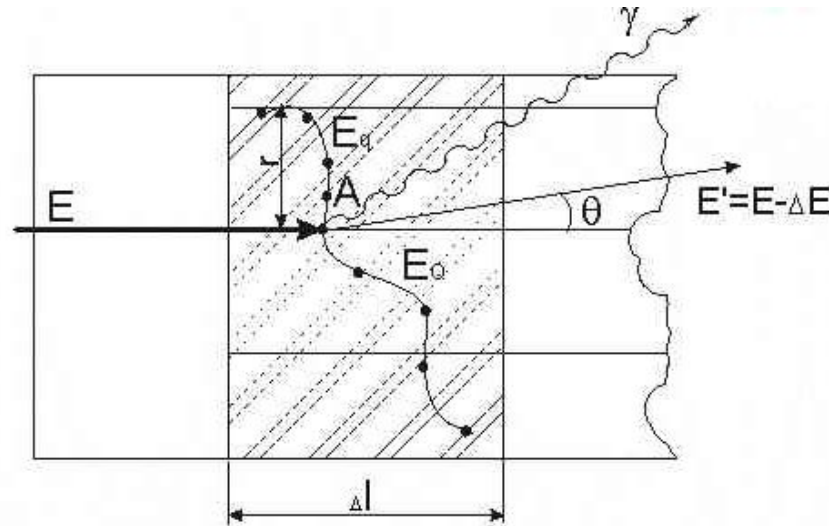
Тканевая поглощенная доза D, Гр	Краткая характеристика лучевых поражений
До 0,25	Никаких заметных изменений в организме человека не наблюдается.
0,25 ÷ 0,5	Незначительные изменения в составе крови.
0,5 ÷ 1	Отклонения в составе крови. При 1 Гр наблюдается временная стерилизация.
Выше 1	Развивается острая лучевая болезнь.
1 ÷ 2	Легкая форма лучевой болезни. Резкое изменение состава крови. Тошнота, рвота.
2,5 ÷ 4	Лучевая болезнь средней степени тяжести. Резкое уменьшение количества лейкоцитов, рвота, подкожные кровоизлияния. Через 2 ÷ 6 недель возможна гибель (20%).
4 ÷ 6	Тяжелая форма лучевой болезни. Организм полностью теряет сопротивляемость. Гибель (50%).
Более 6	Крайне тяжелая форма заболевания. Без лечения гибель (100%). Инфекционные заболевания и кровоизлияния.

Радиочувствительность различных биологических видов

Вид	Полулетальная доза, D_{50}
Обезьяны (человек)	2,5 ÷ 6 Гр
Крысы	7 ÷ 9 Гр
Рыбы	8 ÷ 20 Гр
Насекомые	до 100 Гр
Растения	до 1000 Гр
Микроорганизмы	300 ÷ 500 Гр
Одноклеточные	1000 ÷ 3000 Гр

Линейная передача энергии излучения

Действие ионизирующих излучений на вещество связывают с величиной линейной передачи энергии— ЛПЭ (linear energy transfer, LET), которая определяет величину средних потерь энергии на единицу пути первичной заряженной частицы в пределах объема ее трека.



Активность радионуклида

Активность радионуклида в источнике - отношение числа dN_0 спонтанных (самопроизвольных) ядерных превращений, происходящих в источнике за интервал времени dt , к этому интервалу:

В СИ принята единица активности радионуклида - *беккерель* (Бк). Беккерель равен активности радионуклида в источнике, в котором за время 1 с происходит одно спонтанное ядерное превращение.

Внесистемная единица активности - *кюри* (Ки). Кюри - активность радионуклида в источнике, в котором за время 1с происходит $3,700 \cdot 10^{10}$ спонтанных ядерных превращений.

$$A(t) = A_0 \cdot \exp(-\lambda t) = A_0 \cdot \exp\left(-\frac{0.693 \cdot t}{T_{1/2}}\right)$$

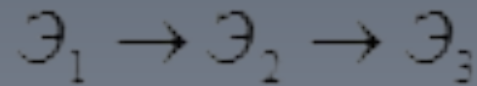
$$N(t) = N_0 \cdot \exp(-\lambda t) = N_0 \cdot \exp\left(-\frac{0.693 \cdot t}{T_{1/2}}\right)$$

Радиоактивные семейства

Существует ряд радионуклидов, имеющих большой период полураспада и образующих три радиоактивных семейства. Все другие радиоактивные элементы получаются в результате распада этих материнских ядер.

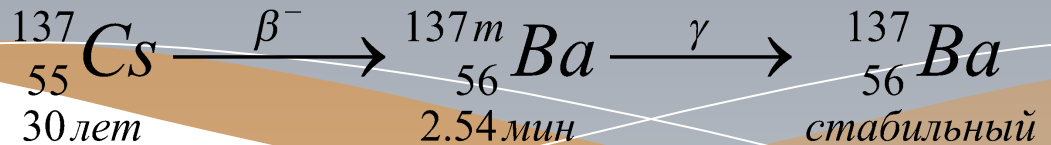
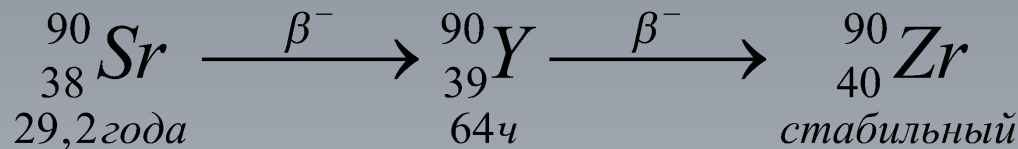
Все родоначальники семейств являются α -излучающими. Параметры радиоактивных семейств приведены

Родоначальник семейства	Период полураспада $T_{1/2}$, лет	Закон изменения массового числа
^{232}Th	$1,39 \cdot 10^{10}$	$4 \cdot n + 0$
^{238}U	$4,5 \cdot 10^9$	$4 \cdot n + 2$
^{235}U	$7,13 \cdot 10^8$	$4 \cdot n + 3$
$^{237}\text{Np}^*$	$2,25 \cdot 10^6$	$4 \cdot n + 1$



Э1 - материнский радионуклид, Э2 - дочерний радионуклид,
Э3 - стабильный элемент.

Элементы и образуют генетическую пару (два радионуклида, генетически связанных, когда радионуклид с большим периодом полураспада порождает радионуклид с малым периодом полураспада).



Активность радионуклида

$$\frac{A}{A_0} = e^{-\lambda t} = e^{-\frac{\ln 2}{T_{1/2}} t} = e^{-n \ln 2} = e^{\ln 2^{-n}} \equiv 2^{-n}$$

$$\frac{t}{T_{1/2}} = n$$

$$A = \lambda N = \frac{0.693 \cdot N}{T_{1/2}} \quad A_0 = \lambda \cdot N_0 = \frac{0.693}{T_{1/2}} \cdot \frac{N_A \cdot m}{M}$$

ВЕЛИЧИНЫ ИЗМЕРЕНИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ

Величины,
являющиеся мерой
воздействия
ионизирующего
излучения на
вещество

ФИЗИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ

Поглощенная
доза D ,
Керма K ,
Экспозиционная
доза X ,
Флюенс Φ

Величины,
являющиеся мерой
ущерба (вреда) от
воздействия
излучения на
человека при
радиационном
нормировании.

НОРМИРУЕМЫЕ ВЕЛИЧИНЫ

Эквивалентная доза
 H ,
Эффективная
доза E ,

Непосредственно
определяемые в
измерениях величины,
предназначенные для
оценки нормируемых
величин при
радиационном
контроле.

ОПЕРАЦИОННЫЕ ВЕЛИЧИНЫ

Амбиентный
эквивалент дозы $H^*(d)$,
Индивидуальный
эквивалент дозы $H_p(d)$,
Направленный
эквивалент дозы $H'(d, \Omega)$

Поглощенная доза - это отношение средней энергии, переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе вещества в этом объеме.

Внесистемной единицей поглощенной дозы ионизирующего излучения является *рад* (*rad*-аббревиатура от английских слов radiation absorber dose). *Рад* равен поглощенной дозе ионизирующего излучения, при которой веществу массой 1 г передается энергия ионизирующего излучения, равная 100 эрг.

Для оценки воздействия на среду косвенно ионизирующих излучений используют понятие *керма* (*kerma* - аббревиатура от английских слов kinetic energy released in material).

Физические величины.

Керма - отношение суммы начальных кинетических энергий всех заряженных частиц, образованных под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе вещества в этом объеме.

Единица кермы - *грей* - совпадает с единицей поглощенной дозы.

Экспозиционная доза – количественная характеристика поля излучения, основанная на величине ионизации сухого воздуха при нормальном атмосферном давлении, которая представляет собой отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, которые созданы в воздухе, к массе объема воздуха dm .

Единица экспозиционной дозы в СИ: кулон на килограмм (Кл/кг).

Внесистемная единица: рентген (Р). Рентген фотонного излучения, проходящий через 1 см³ сухого воздуха, создает ионы, несущие одну электростатическую единицу заряда каждого знака, при нормальных условиях: температуре 0 °С и давлении 760 мм рт. ст.

Область использования ОБЭ и производных от нее величин, характеризующих качество излучения

<p>ОБЭ Радиобиология</p>	<p>Характеризует облучение в зависимости от его свойств, свойств биологического объекта и изучаемого биологического эффекта.</p>	<p>Определяется в радиобиологическом эксперименте</p>
<p>w_R Радиационная безопасность (ограничения облучения).</p>	<p>Характеризует воздействия источника излучения на человека в зависимости от свойств излучения, падающего на тело человека (внешнее облучение) или возникающего при ядерном превращении радиоактивных ядер в нутрии тела человека (внутреннее облучение)</p>	<p>w_R устанавливается на основе обобщения значения ОБЭ для стохастических эффектов и трансформации клеток млекопитающих in vitro.</p>
<p>Q Радиационная безопасность (радиационный контроль).</p>	<p>Характеризует передачу энергии излучения биологической ткани в точке взаимодействия в зависимости от распределения поглощенной дозы в точке от ЛПЭ излучения</p>	<p>$Q(L)$ устанавливается на основе согласования с установленными значениями w_R</p>

Относительная биологическая эффективность (ОБЭ) - это отношение поглощенной дозы образцового излучения D_0 , вызывающего определенный биологический эффект, к поглощенной дозе данного излучения D , вызывающего тот же биологический эффект.

Коэффициент качества (КК) - зависящий от ЛПЭ коэффициент, на который надо умножить поглощенную дозу, чтобы для целей противорадиационной защиты биологический эффект облучения людей выражался в одной и той же мере независимо от вида излучения. Другими словами, радиационное действие излучений одинакового качества, в том числе и излучения разных видов, должно быть одинаковым при равных дозах.

Помимо численных значений коэффициента качества для разных видов излучений устанавливается зависимость коэффициента качества от ЛПЭ излучения. По НРБ-96 понятие КК изъято и вместо него введен термин – *взвешивающий коэффициент для излучений w_R* .

Эквивалентная доза органа или ткани – произведение поглощенной дозы в биологической ткани на соответствующий взвешивающий коэффициент излучения, вводится для оценки радиационной опасности облучения человека в поле ионизирующего излучения произвольного состава .

В СИ установлена единица эквивалентной дозы - *Зиверт* (Зв).

Внесистемная единица эквивалентной дозы - *бэр* (биологический эквивалент рада). Бэр – равен эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани стандартного состава на средний коэффициент качества равно 100 эрг/г.

Эффективная доза представляет собой произведение эквивалентных доз в органах и тканях на соответствующие весовые множители органов и тканей.

w_T – весовой множитель, представляющий собой отношение стохастического риска в результате облучения T-го органа или ткани к риску от равномерного облучения тела при одинаковых эквивалентных дозах

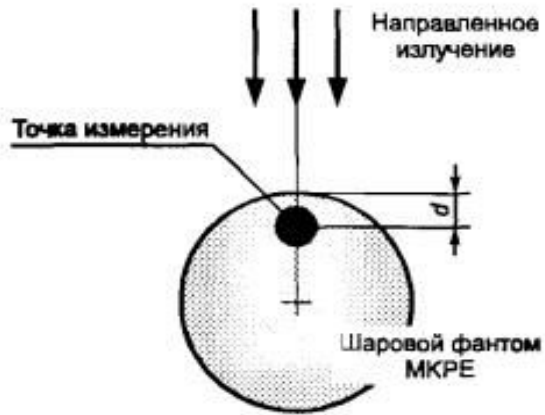
Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения

Вид излучения и диапазон энергии	Взвешивающие коэффициенты w_R
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны, кроме протонов отдачи, энергия более 2 МэВ	5
α -частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Тканевые весовые множители

Ткань или орган	Тканевый весовой множитель w_T	Ткань или орган	Тканевый весовой множитель w_T
Половые железы	0,20	Молочные железы	0,05
Красный костный мозг	0,12	Печень	0,05
Толстый кишечник	0,12	Щитовидная железа	0,05
Легкие	0,12	Кожа	0,01
Желудок	0,12	Поверхность кости	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Остальные органы	0,05

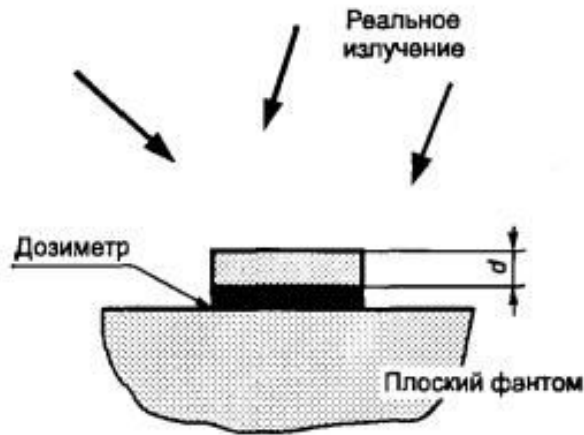
Операционные величины



Амбиентный эквивалент дозы $H^(d)$* некоторой точке поля излучения — это эквивалент дозы, который создавался бы соответствующим растянутым и направленным полем излучения в шаровом фантоме МКРЕ (Международная комиссия по радиационным единицам) на глубине d по радиусу, ориентированному навстречу полю.

Направленный эквивалент дозы $H'(d)$ в некоторой точке поля излучения — это эквивалент дозы, который создавало бы соответствующее растянутое поле в шаровом фантоме МКРЕ на глубине d по радиусу, ориентированному в выбранном направлении.

Операционные величины



Индивидуальный эквивалент дозы проникающего излучения $H_p(d)$ – это эквивалент дозы в мягкой ткани, (определяемый в шаровом фантоме МКРЕ) на глубине d под рассматриваемой точкой на теле и применяющийся для сильно проникающего излучения.

Индивидуальный эквивалент дозы слабопроникающего излучения $H_s(d)$ – это эквивалент дозы в мягкой ткани на глубине d под рассматриваемой точкой на теле и применяющийся для слабопроникающего излучения.

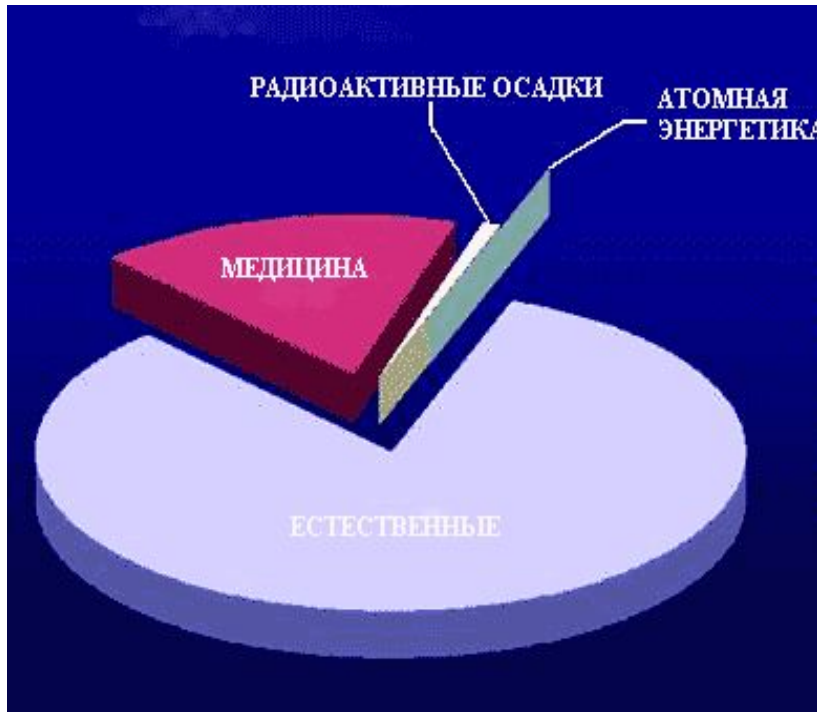
Гамма-постоянная радионуклида

Характеристики поля γ -излучения точечных изотропных радионуклидных источников, рассчитанные для стандартных условий (активности радионуклида $A=1$ Бк и расстояния от источника до детектора $r=1$ м), называют *гамма-постоянными*

$$\Gamma_G = \frac{G \cdot r^2}{A} \quad \Gamma_K = \frac{K \cdot r^2}{A}$$

$$K = \frac{k_e}{r^2} \quad k_e = K \cdot r^2 \quad m = \frac{A_0 \cdot \Gamma_x}{8,4}$$

Радиоактивность окружающей среды.



Вклад различных источников излучения в дозовую нагрузку населения.

Источники Ионизирующего излучения – объект, содержащий радиоактивные материал или техническое устройство, испускающее или способное в определенных условиях испускать излучение.

Радиоактивность окружающей среды.

ИИИ :

- естественные (космические лучи, гамма излучение от земных пород, продукты распада радона и тория в воздухе, радий и продукты его распада в строительных материалах, воздухе, питьевой воде и пище и т.п.)
- искусственные (рентгеновское излучение, применяемое в медицине, радиоактивные осадки при использовании ядерного оружия, выбросы радионуклидов с отходами атомной станции в окружающую среду, гамма-излучение, используемое в промышленности).

Радиоактивность окружающей среды.



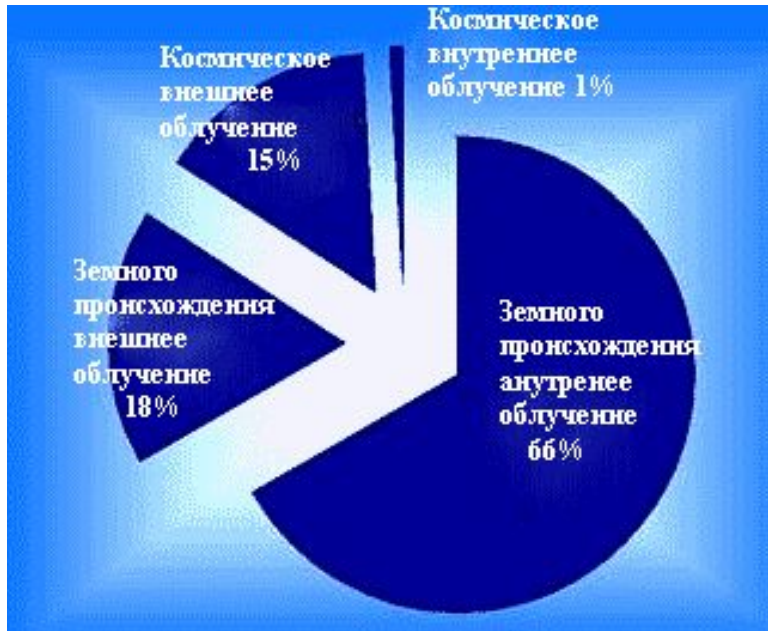
Радиационный фон Земли складывается из трех компонент: :

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

Облучение по критерию месторасположения источников излучения делится:

- внешнее (космическое излучение и наземные источники)/
- внутреннее.

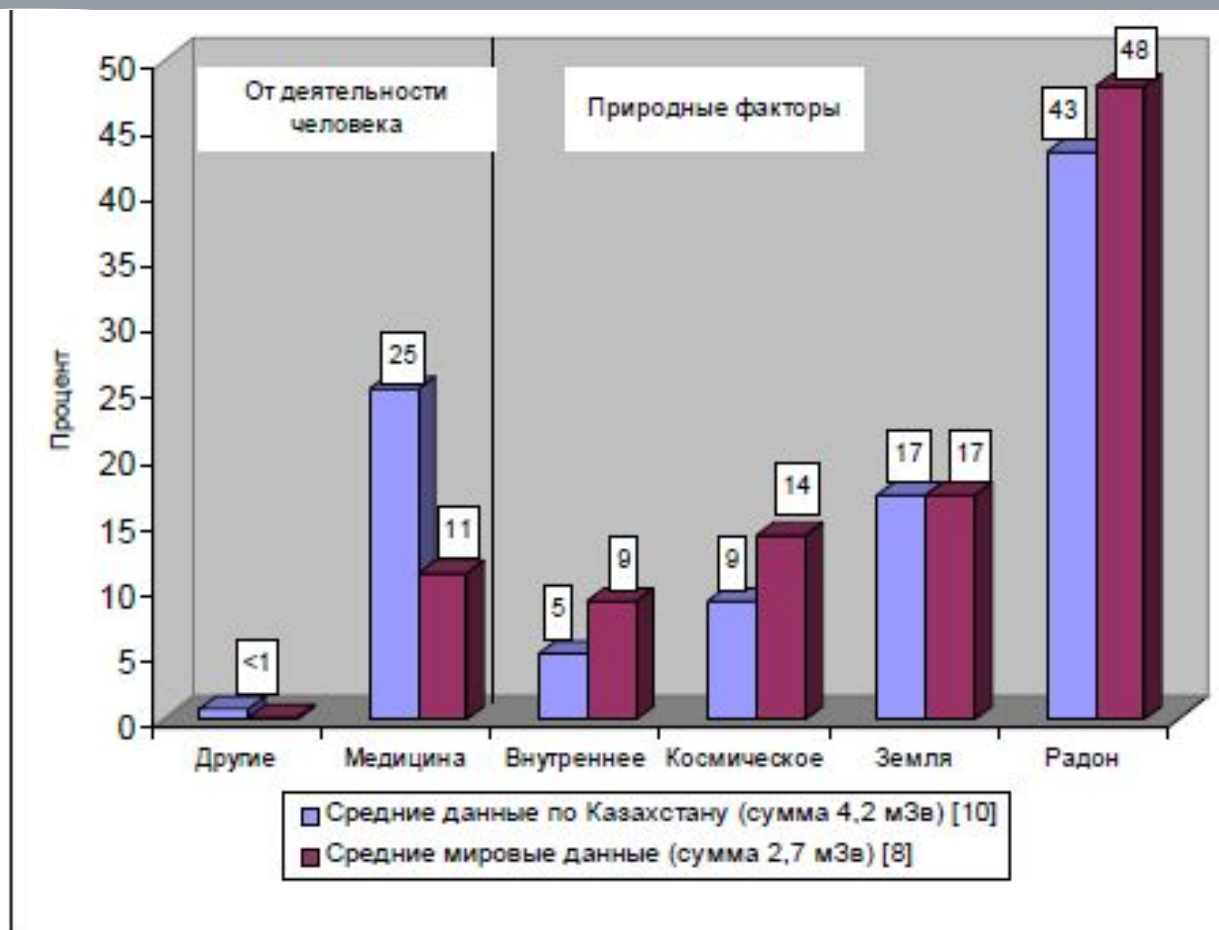
Радиоактивность окружающей среды.



Естественные источники радиации

Источники Ионизирующего излучения – объект, содержащий радиоактивные материал или техническое устройство, испускающее или способное в определенных условиях испускать излучение.

Радиоактивность окружающей среды.



Вклад различных источников радиации в облучение населения (Земного шара и Казахстана).

Радиоактивность окружающей среды.

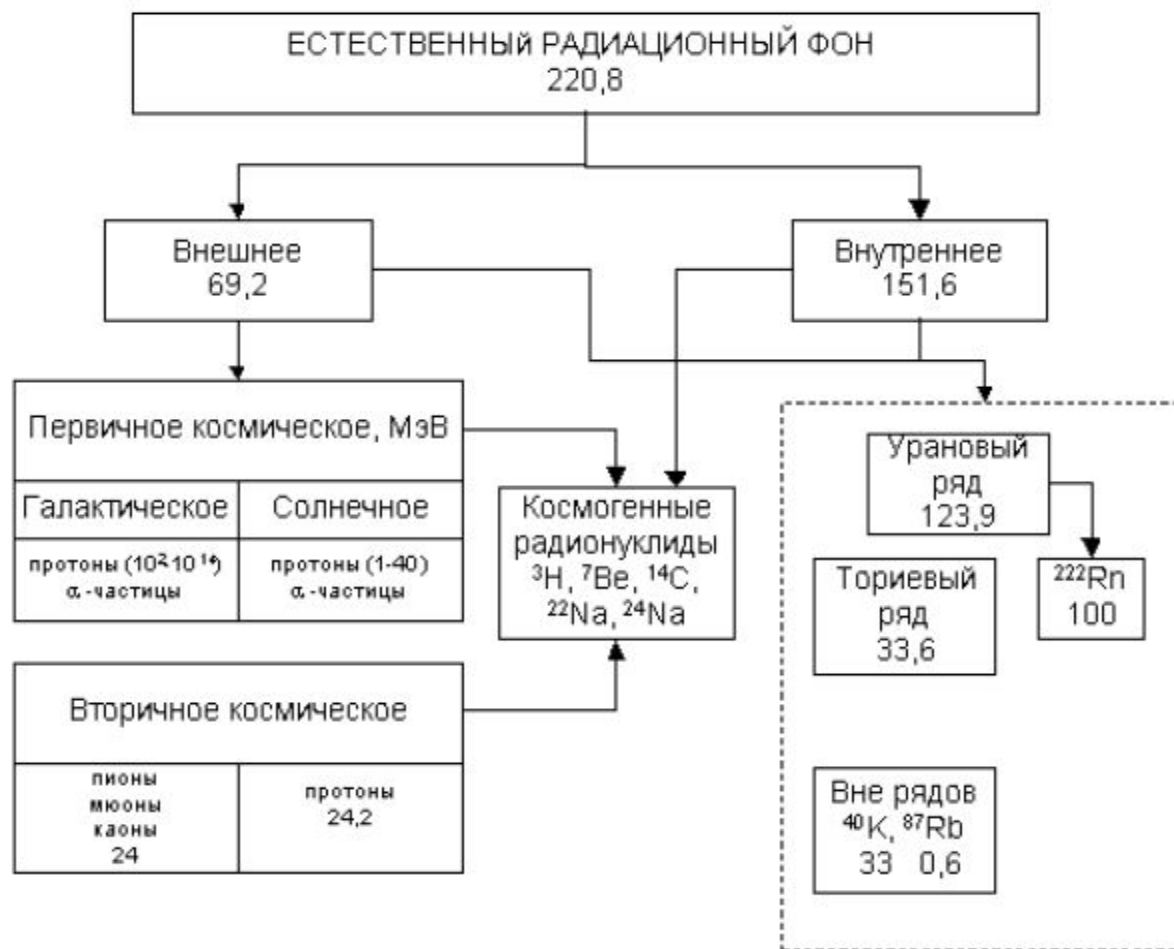


Под естественным фоном излучения понимается эффективная доза ионизирующего излучения, создаваемая всеми составляющими ЕРФ.

Общая средняя годовая индивидуальная эффективная доза на душу населения в мире оценивается равной 2208 мкЗв , что соответствует годовой коллективной эффективной дозе 107 чел-Зв.

Естественная радиоактивность биосферы обусловлена космогенными и терригенными (земного происхождения) радионуклидами.

Радиоактивность окружающей среды.



Космическое излучение.

Индивидуальную годовую ЭД на уровне моря равен 282 мкЗв , 12,8% от естественного фона.

В пределах до 10000 м над уровнем моря мощность дозы космического излучения через каждые 1500 м высоты удваивается.

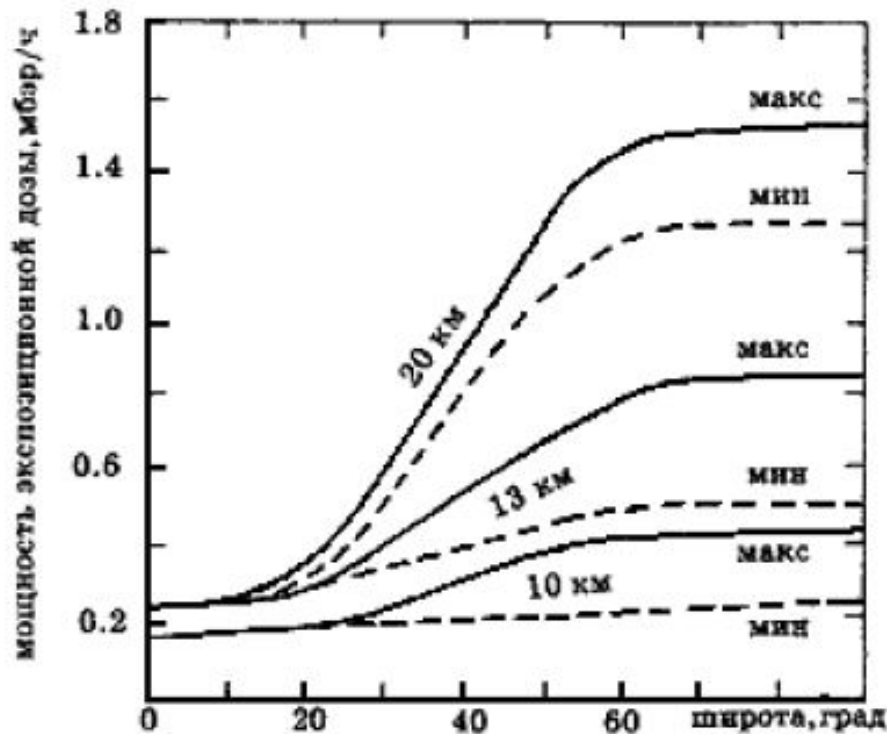
На высотах от 10 до 20 км она изменяется в диапазоне от 1,8 до 8 сЗв /год.

На высотах 10-12 км, соответствующих трассам трансконтинентальных авиалайнеров, мощность дозы равна 0,002-0,004 Зв/ч.

Радиационный фон, создаваемый космическими лучами, дает примерно 40% внешнего облучения.

При увеличении высоты проживания людей увеличивается и получаемая ими эффективная доза. С высотой, в пределах колебаний рельефа Земли, на каждые сто метров над уровнем моря, годовая эффективная доза увеличивается на 10 мкЗв за счет уменьшения слоя атмосферы. Начиная с высоты 1,5-2,0 км, этот прирост увеличивается.

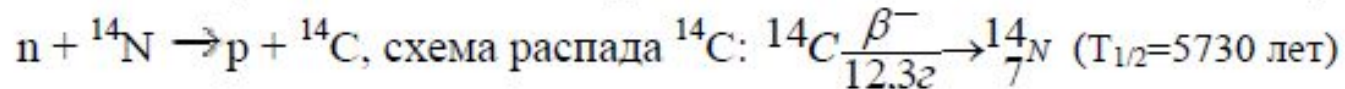
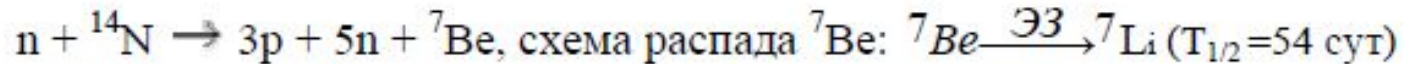
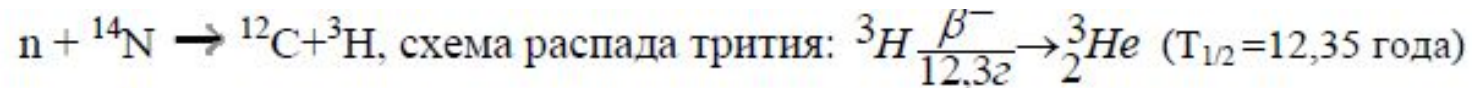
Космическое излучение.



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

Космогенные радионуклиды.

Примерами ядерных реакций служат :



В результате реакции образуются : ${}^7\text{Be}$, ${}^{14}\text{C}$, ${}^{22}\text{Na}$, ${}^{32}\text{P}$, ${}^{35}\text{S}$ и др.

Из них только четыре (тритий, бериллий-7, углерод-14 и натрий-22) имеют значение с точки зрения формирования дозовых нагрузок на человека за счет внутреннего облучения (эти изотопы поступают с пищей в организм человека). Создаются дозы порядка 15 мкЗв менее 1 %.

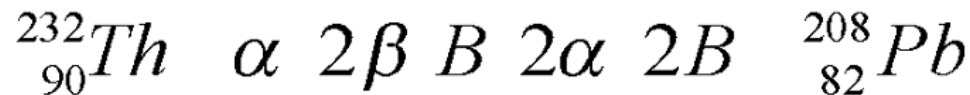
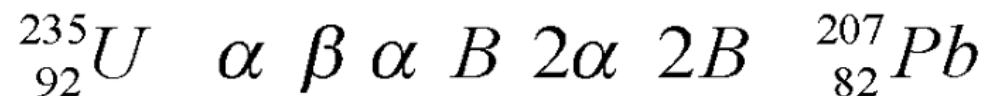
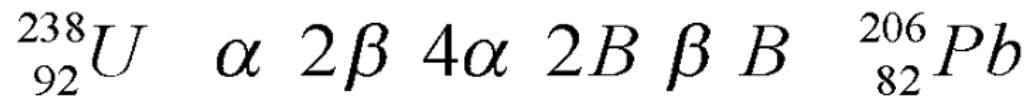
Космогенные радионуклиды.

Среднее годовое поступление космогенных радионуклидов в организм человека.

Радионуклид	Поступление, Бк/год	Годовая эффективная доза, мкЗв
^3H	250	0.004
^7Be	50	0.002
^{14}C	20000	12
^{22}Na	50	0.15

Терригенные радионуклиды

Терригенные радионуклиды появились на Земле в момент ее образования и представлены двумя группами (рядами): радиоактивными семействами урана-радия и тория, а также калием-40, рубидием-87 и некоторыми другими долгоживущими радионуклидами, стоящими в средней части Периодической системы элементов.



Терригенные радионуклиды

По радиоактивности породообразующие минералы подразделяют на четыре группы.

1. Наибольшей радиоактивностью отличаются минералы урана (первичные - уранит, настуран, вторичные - карбонаты, фосфаты, сульфаты уранила и др.), тория (торианит, торит, монацит и др.), а также находящиеся в рассеянном состоянии элементы семейства урана, тория и др.
2. Высокой радиоактивностью характеризуются широко распространенные минералы, содержащие калий-40 (полевые шпаты, калийные соли).
3. Средней радиоактивностью отличаются такие минералы, как магнетит, лимонит, сульфиды и др.
4. Низкой радиоактивностью обладают кварц, кальцит, гипс, каменная соль и др. В этой классификации радиоактивность соседних групп возрастает примерно на порядок.

Терригенные радионуклиды

Эффективная доза внешнего излучения, обусловленная всеми природными радионуклидами, колеблется от 3,2 до 8,1 мЗв/год. Из природных радионуклидов наибольший вклад в формирование дозы внешнего облучения (наряду с радием и торием) вносит калий-40 ($T_{1/2}=1,3 \cdot 10^9$ лет).

Находясь повсюду в окружающей среде (в почве, растениях и пр.), калий обуславливает значительное внешнее облучение (150 мкЗв/год), или около 7% от всего естественного радиационного фона.

Вклад радионуклидов уранового и ториевого рядов во внешнее облучение человека также весьма существенный: 310 мкЗв/год.

Вместе с калием-40 и рубидием-87 на них приходится примерно 1/5 всей дозы естественного облучения человека.

Радионуклиды атмосферы

Радиоактивность атмосферы Земли связана как с естественными (изотопы радона и продукты их распада, тритий, ^{14}C , входящий в состав углекислого газа и метана и др.) так и техногенными (криптон-83, ксенон-133, тритий).

Естественная *радиоактивность воздуха обусловлена выделением из почв газообразных* продуктов радиоактивных семейств урана-радия и тория - радона-222, радона-220 (торона), радона-219 (актинона) и дочерними продуктами их распада, находящимися, главным образом, в аэрозольной форме.

Радионуклиды атмосферы

Источники	Активность радона, (10^{15} Бк/год)
Почва	8900
Растительность и подземная вода	2000
Океан	850
Дома	30
Природный газ	0,3
Уголь	0,02
В среднем	1300

Источники радона-222 в
земной атмосфере.

Радионуклиды атмосферы

Источник	Ежегодные выбросы, Бк/г
Интерьер помещений, зданий	$5,55 \cdot 10^{14}$
Естественные почвы	$4,44 \cdot 10^{18}$
Естественные испарения	$3,26 \cdot 10^{17}$
Природный газ:	
Домашние кухонные плиты	$7,4 \cdot 10^{12}$
Домашние обогреватели	$2,96 \cdot 10^{11}$
Промышленное использование	$4,07 \cdot 10^{14}$
Урановая промышленность:	
Обогащение (действующее производство)	$7,4 \cdot 10^{15}$
Обогащение (закрытое производство)	$5,55 \cdot 10^{15}$
Неурановые рудники:	
Фосфатные	$1,96 \cdot 10^{15}$
Угольные	$5,18 \cdot 10^{14}$
Фосфатные удобрения	$1,78 \cdot 10^{15}$
Жидкое нефтяное топливо:	
Домашние кухонные плиты	$6,66 \cdot 10^{10}$
Домашние обогреватели	$4,81 \cdot 10^{10}$
Геотермальная энергия	$2,15 \cdot 10^{13}$
Угольные ТЭЦ	$1,85 \cdot 10^{13}$
Нефтяные и газовые скважины	$8,51 \cdot 10^{12}$

Радионуклиды в природных водах



Содержание калия-40 в грунтовых водах составляет 1850 (50), речных - 290 (7,7) и озерных - 480 Бк/м³ (13 пКи/л).

Диапазон концентраций радионуклидов семейств урана-радия и тория в пресных водах очень велик и для открытых водоемов по изотопам урана лежит в пределах 0,25-630 (0,007-17,0), радия-226 - 1-110 (0,03-3,0), свинца-210 и полония-210 - менее 3,7 Бк/м³.

Средняя концентрация радия-226 в воде водопроводов РФ составляет 37 Бк/м³ (1,0 пКи/л).

Радиоактивность *морских вод* обусловлена в основном калием-40, концентрация которого зависит от степени ее солёности и в открытом океане достигает $1,3 \cdot 10^4$ Бк/м³

Радионуклиды в природных водах

Интенсивное вымывание радионуклидов из толщи горных пород приводит к образованию в некоторых районах радиоактивных вод, к которым относятся воды, содержащие радон-222 в количестве более $1,85 \cdot 10^5$ Бк/м³ ($5 \cdot 10^{-9}$ Ки/л), радий-226 - более $1 \cdot 10^{-11}$ г/л или уран - более $3 \cdot 10^{-5}$ г/л.

Подземные радиоактивные воды широко используются при лечении ряда заболеваний костно-мышечной системы и ряда других.

По преимущественному содержанию конкретных радионуклидов подразделяются

- радоновые (курорты Белокуриха, Железноводск, Пятигорск), радиевые (курорты Исти-Су, Кисловодск, Цхалтубо),
- радоно- радиевые (курорт Мацеста, Ильменские и Славянские источники)
- радоно-радиево-урановые, ураново-радиевые и урановые.

Радионуклиды в природных водах

В последнее время наблюдается все больше зон, имеющих повышенную радиоактивность, вызванную антропогенными факторами. При этом основными носителями этой радиоактивности выступают изотопы с небольшим периодом полураспада.

Это ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{36}Cl . В окружающую природу они поступают в основном в процессе производства и испытания ядерного оружия, из атомных электростанций, при авариях, при производстве и испытании приборов, содержащих радиоактивные изотопы, а также в случаях неправильной их утилизации.

Пути поступления радионуклида в организм человека.



Примерно $\frac{2}{3}$ эффективной дозы облучения, которую человек получает от естественных источников радиации, поступает от радиоактивных веществ, попавших в организм с пищей, водой и воздухом, и создающих внутреннее облучение.

Пути поступления радионуклида в организм человека.

Радионуклиды	Поступление, Бк, (пКи)	Содержание, Бк, (нКи)
Тритий	1,6 (43)	37 (1,0)
Углерод-14	89 (2,4•10 ³)	2850 (77)
Калий-40	89 (2,4•10 ³)	4070 (110)
Рубидий-87	-----	590 (16)
Полоний-210	0,11 (3,0)	26 (0,7)
Радий-226	3,7•10 ⁻² (1,0)	3,7 (0,1)
Уран <small>ест.</small>	1,2•10 ⁻² (0,33)	1,85 (0,05)

Средние величины суточного поступления и содержания природных радионуклидов в организме человека.

География радиационного фона



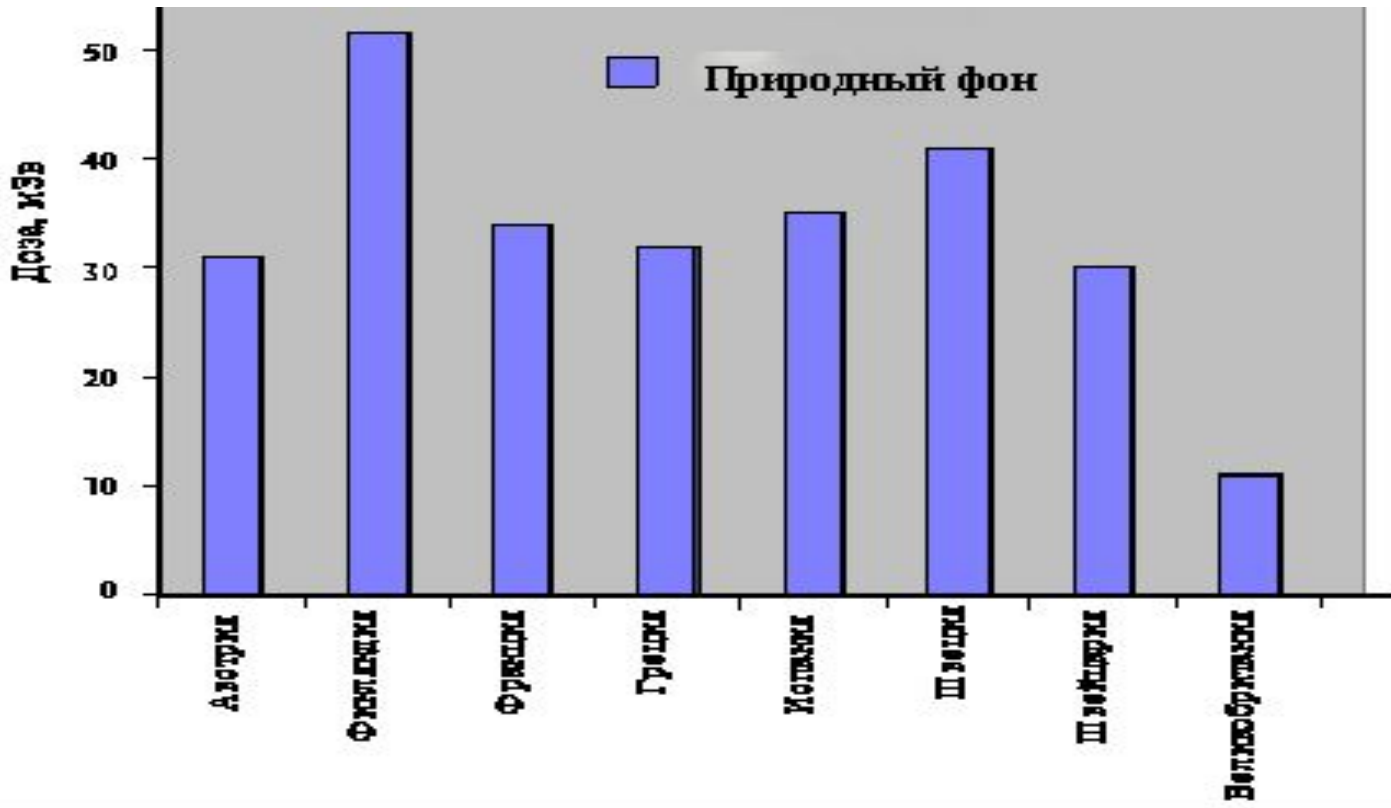
Некоторые участки земной поверхности с высоким уровнем земной радиации:

А - Посус-ди-Калдас
Гуарапари,

Б - Керала и Тамилнад,

В - Рамсер

География радиационного фона



География радиационного фона

Среднегодовые дозы внешнего фонового облучения 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

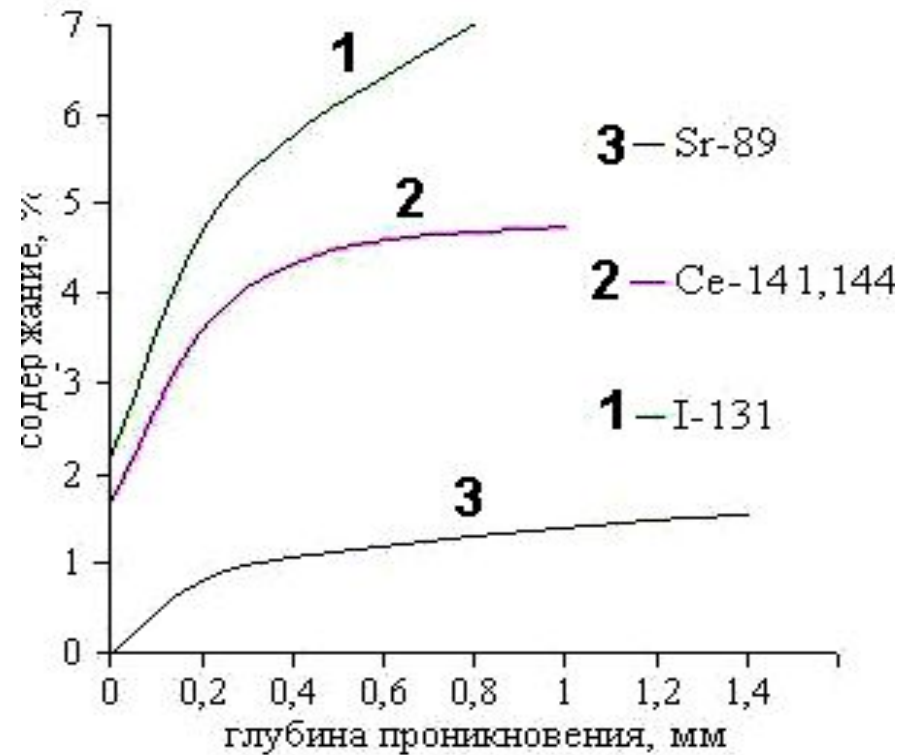
Пути поступления радионуклида в организм человека.



Коэффициенты всасывания радионуклидов в желудочно-кишечный тракт и легкие человека

Радионуклид			Радионуклид		
	ЖКТ	Легкие		ЖКТ	Легкие
H-3	1,0	1,0	Y-131	1,0	0,75
C-14	1,0	0,75	Cs-137	1,0	0,75
Na-22	1,0	0,75	Pb-210	0,2	0,3
Al-26	0,005	-	Po-210	0,1	0,3
K-40	1,0	0,75	Rn-222	1,0	-
Co-60	0,3	0,4	Eu-152	0,001	-
Zn-65	0,5	0,3	U-238	0,2	0,25
Sr-90	0,3	0,45	Pu-239	0,0005	0,25
Cd-109	0,1	0,3			

Пути поступления радионуклида в организм



Содержание различных радионуклидов в глубоких слоях кожи после ее поверхностного загрязнения

Содержание различных радионуклидов в глубоких слоях кожи после ее поверхностного загрязнения

Равномерно по всем органам и тканям распределяются
радиоактивные изотопы: H, Cs, K, Zn, Al, C, Po, Co

Преимущественно в костной ткани: Sr, Ra, U, Pb, P

Преимущественно в ретикуло-эндотелиальных тканях: Th, Pu, Am

В почках: U

В щитовидной железе: I

Критические органы, органы растений, животных и человека, повреждение которых ионизирующими излучениями приводит к патологическим изменениям в них, определяющим характер и тяжесть развития лучевого поражения.

Для человека критические органы — кроветворные органы, желудочно-кишечный тракт, эндокринные железы.

Критический орган (Critical organ) - орган или ткань, часть тела, облучение которых в данных условиях может причинить наибольший ущерб здоровью облученного лица или его потомства.

Критические органы (радиобиологическое), структуры, ткани и органы, повреждение которых при облучении организма вызывает существенное нарушение жизнедеятельности.

Предельно допустимые дозы облучения критических органов в мЗв/год

группа критических органов	критические органы	АД	БД	ВД
1	все тело, гонады, хрусталик, красный костный мозг и кроветворные органы	250	50	5,0
2	щитовидная железа, мышцы, жировая ткань, печень, почки, поджелудочная и предстательная железы, желудочно-кишечный тракт и легкие	750	150	15
3	кожа, кости, кисти и предплечья, стопы и лодыжки	1500	300	30

АД - онкобольные, подозреваемые на опухолевые заболевания

БД - неонкобольные, обследуемые с диагностической целью

ВД - профилактические исследования

Эффективной постоянной выведения $\lambda_{эфф}$:

$$\lambda_{эфф} = \lambda + \lambda_{б}$$

При этом для расчета поглощенных и эффективных доз, создаваемых в организме или критическом органе (орган преимущественной концентрации), используется понятие эффективного периода полувыведения радионуклидов из организма:

$$T_{эфф} = \frac{T_{1/2} * T_{б}}{T_{1/2} + T_{б}}$$

$T_{эфф}$ - эффективный период полувыведения, время, за которое количество радиоактивного изотопа в критическом органе уменьшится в два раза

$T_{1/2}$ - период физического полураспада,

$T_{б}$ - период биологического полувыведения радионуклида в процессе минерального обмена

Опасность радиоактивных веществ определяют:

- Вдыхание растворимого радиоактивного вещества (организм в целом)
- Введение растворимого вещества в организм через рану
- Введение нерастворимого радиоактивного вещества через рану
- Вдыхание нерастворимого радиоактивного вещества (легкие)
- Вдыхание нерастворимого радиоактивного вещества (ЖКТ)

Кинетика накопления :

- Однократная доза
- Хроническое поступление

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

Некоторые пищевые вещества обладают профилактическими радиозащитным действием или способностью связывать и выводить из организма радионуклиды.

К ним относятся полисахариды (пектин, декстрин), фенольные и фитиновые соединения, галлаты, серотанин, этиловый спирт, некоторые жирные кислоты, микроэлементы, витамины, ферменты, гормоны. Радиоустойчивость организмов повышают некоторые антибиотики (биомицин, стрептоцин), наркотики (нембутал, барбамил).

В то время как радиоактивные элементы приводят к разрушению стенок кровеносных сосудов, совместное действие витаминов Р и С восстанавливает их нормальную эластичность и проницаемость. Радионуклиды разрушают кровь, снижают количество эритроцитов и активность лейкоцитов, а витамины В1, В3, В6, В12 улучшают регенерацию кроветворения, ускорение восстановления эритроцитов и лейкоцитов. Если излучение снижает свертываемость крови, то витамины Р и К1 нормализуют протромбиновый индекс.

Фенольные соединения растений ученые определяют как наиболее перспективные источники потенциально активных противолучевых средств. Фенольные соединения - это биологически активные вещества лечебно - профилактического действия, необходимые для поддержания жизни и сохранения здоровья. Они повышают прочность кровеносных сосудов, регулируют работу желез внутренней секреции.

Например, хорошо лечит местные лучевые повреждения кожи прополис (пчелиный клей), что главным образом связано с его фенольными компонентами. Из многочисленного ряда фенольных веществ наибольший интерес вызывают флавоноиды, способствующие удалению радиоактивных элементов из организма. Источниками флавоноидов являются мандарины, черноплодная рябина, облепиха, боярышник, пустырник, бессмертник, салодка.

Этиловый спирт. Обладает выраженным профилактическим радиозащитным действием на разнообразные организмы: человека, животных, бактерий.

ИОНИЗАЦИОННЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ.

Поглощенная энергия излучения:

$$\Delta E = (E_\gamma + E_e) - (E'_\gamma + E'_e)$$

$$E_\gamma = E'_\gamma + E_k$$

$$\Delta E = (E_k + E_e) - E'_e$$

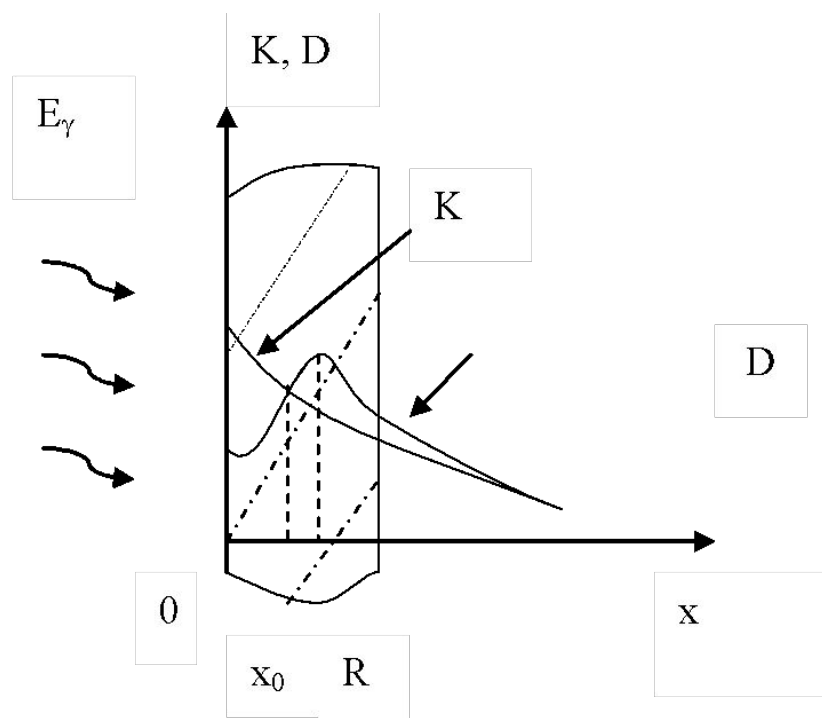
$$\Delta E = E_k$$

Условие электронного равновесия

$$\nabla \overset{\square}{J}_{eE} = 0$$

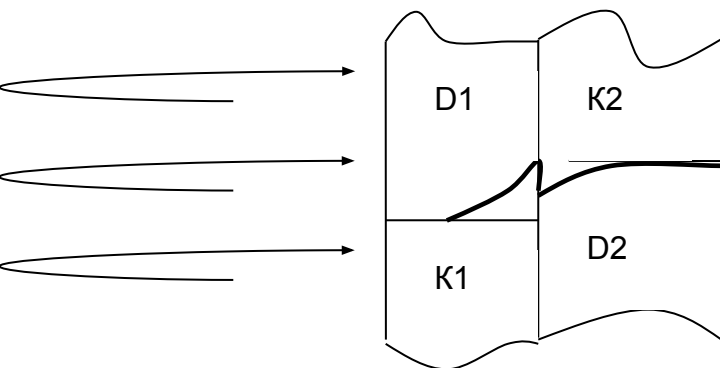
ИОНИЗАЦИОННЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ.

изменения поглощенной дозы и кермы в зависимости от глубины



ИОНИЗАЦИОННЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ.

Теперь рассмотрим случай гетерогенного вещества



μ_{km1} – коэффициент передачи энергии
в 1-ом слое вещества

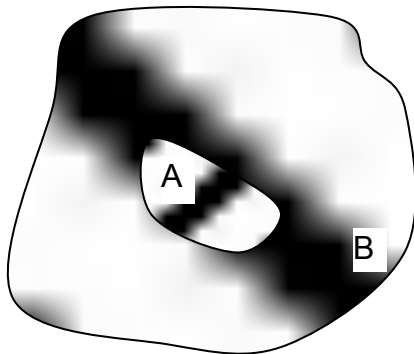
μ_{km2} – коэффициент передачи энергии
во 2-ом слое вещества

$\mu_{km2} > \mu_{km1}$

Теория Брэгга - Грея

- интенсивность первичного излучения одинакова для любых двух точек рассматриваемой системы;
- линейные размеры газовой полости намного меньше пробега в газовой полости электронов, освобожденных фотонами;
- толщина слоя твердого вещества В между полостью А и внешним пространством больше (или равна) пробега самых быстрых электронов в твердом веществе.

Поглощенная энергия определяется

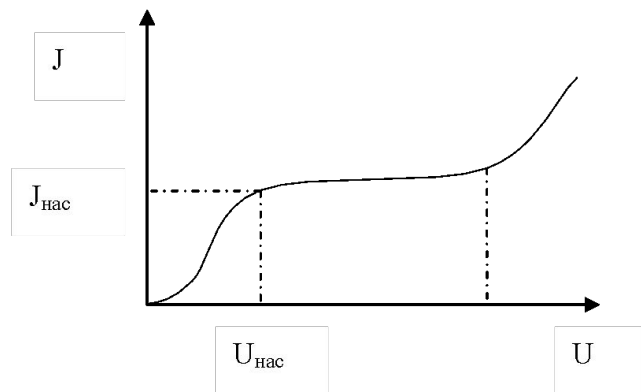
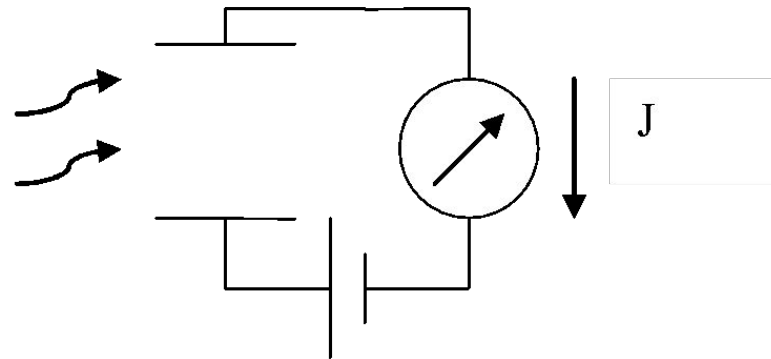


$$\Delta E_z = \bar{\rho} \cdot q \cdot w$$

Формула Брэгга-Грея $\bar{\rho} = \frac{S_z(E_e)}{S_e(E_e)}$

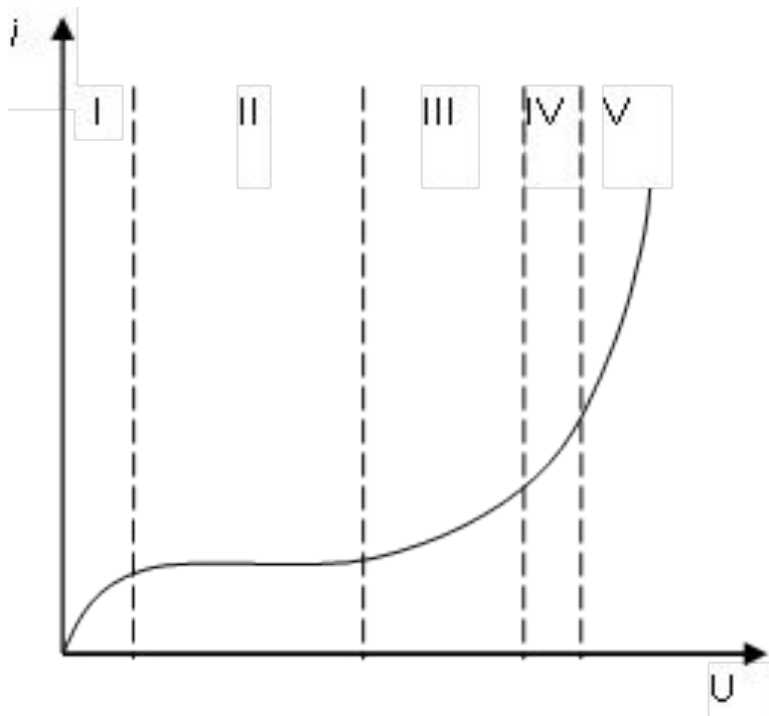
Ионизационный метод дозиметрии

Структурная схема типичной ионизационной камеры



вольт-амперная характеристика газоразрядных счетчиков, отмечен участок работы ионизационных камер

Ионизационный метод дозиметрии



ВАХ газового промежутка:

I - область линейного нарастания, нерабочая область (так как приложенное напряжение мало, то происходит рекомбинация электронов и положительно заряженных ионов)

II - область насыщения, область работы ионизационных камер;

III - пропорциональная область, область работы пропорциональных счетчиков;

IV - область ограниченной пропорциональности;

V - область газового разряда.

В радиационном поле постоянной интенсивности ток насыщения i_H имеет простую связь с мощностью дозы излучения P в ионизационном объеме камеры:

$$i_H = \frac{e \cdot V \cdot \rho}{w} \cdot P$$

Умножив обе части равенства на время облучения t

$$Q = \frac{e \cdot V \cdot \rho}{w} \cdot D$$

Полостными или наперстковыми камерами называются маленькие камеры, ионизационный объем которых окружен твердой стенкой.

$$\Delta E_e = \frac{\mu_{tr}^e}{\mu_{tr}^Z} \cdot \Delta E_Z$$

Среднее отношение тормозной способности

$$\bar{\rho} = \frac{S_{eZ} \cdot n_Z \cdot \rho_Z}{S_{ee} \cdot n_e \cdot \rho_e}$$

На основании формул

$$\Delta E_{\epsilon} = \frac{\mu_{tr}^{\epsilon}}{\mu_{tr}^Z} \cdot \frac{S_{eZ} \cdot n_Z \cdot \rho_Z}{S_{e\epsilon} \cdot n_{\epsilon} \cdot \rho_{\epsilon}} \cdot q \cdot w$$

Линейные коэффициенты передачи энергии можно представить в виде

$$\mu_{tr}^{\epsilon} = \mu_{tr,e}^{\epsilon} \cdot n_{\epsilon} \cdot \rho_{\epsilon} \qquad \mu_{tr}^Z = \mu_{tr,e}^Z \cdot n_Z \cdot \rho_Z$$

Мощность дозы в воздухе $P = a \cdot \Delta E_{\epsilon}$ (a – постоянный коэффициент, учитывающий размерность величин), поэтому

$$P = a \cdot \frac{\mu_{tr,e}^{\epsilon} \cdot S_{eZ}}{\mu_{tr,e}^Z \cdot S_{e\epsilon}} \cdot \frac{w}{e \cdot V} \cdot i_H$$

чувствительность камеры по мощности дозы

$$\frac{i_H}{P} = \frac{e \cdot V}{a \cdot w} \cdot \frac{\mu_{tr,e}^Z \cdot S_{e\epsilon}}{\mu_{tr,e}^{\epsilon} \cdot S_{eZ}}$$

Классификация ионизационных камер

по назначению:

- импульсные ионизационные камеры – используют как радиометры (для подсчета числа частиц), измерения числа частиц, характеристик импульсного излучения (ускорители). Лучше использовать при работе с тяжелыми заряженными частицами.
- интегрирующие ионизационные камеры – для измерения тока или заряда за некоторый интервал времени, дозы

по конструкции:

- камеры с внутренним распределением
- камеры стеночными.
- полосковые или наперстковые камеры
- нормальные ионизационные камеры (камеры со свободным газом).

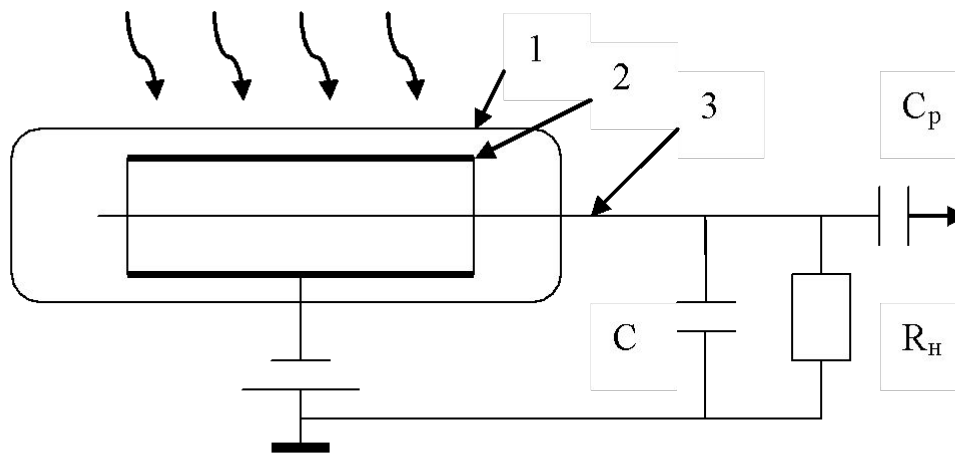
Газоразрядные счетчики

В основе работы газоразрядных счетчиков лежит эффект самостоятельного разряда в газе. Импульсы счетчика не несут никакой информации о параметрах частиц и используются только для их счета. В дозиметрии на 99% дозиметров используются счетчики Гейгера, которые подсчитывают число частиц.

По механизму гашения газоразрядные счетчики делятся на:

- Самогасящиеся (добавки в газ)
- Несамогасящиеся (вводная электрическая цепь)
- По конструктивному исполнению:
 - Металлические
 - Стеклянные
или
 - Цилиндрические
 - Кольцевые
 - Торцевые (используются для регистрации β - и α -частиц)

Газоразрядные счетчики



1 – запаянная трубка, наполненная газом

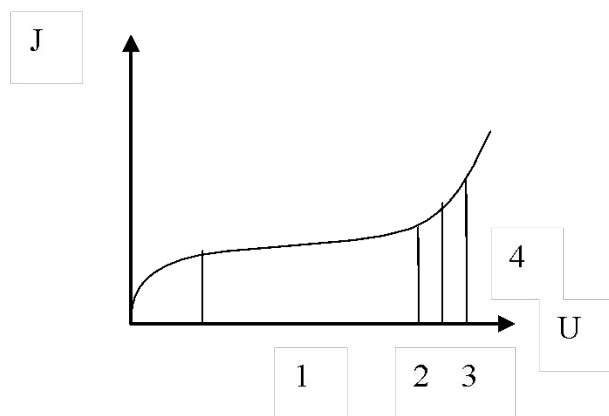
2 – катод

3 – анод

Газоразрядные счетчики

Данный счетчик может быть включен двумя способами:

1. Заземляется катод, анод служит сигнальным проводом.
2. Заземляется анод, катод служит сигнальным проводом.



- 1 – область ионизационной камеры
- 2 – область пропорциональности
- 3 – область ограниченной пропорциональности
- 4 – газоразрядные счетчики

Ход с жесткостью газоразрядного счетчика

Число разрядов в единицу времени на единицу поверхности счетчика:

$$N_{сч} = \varepsilon \cdot \varphi$$

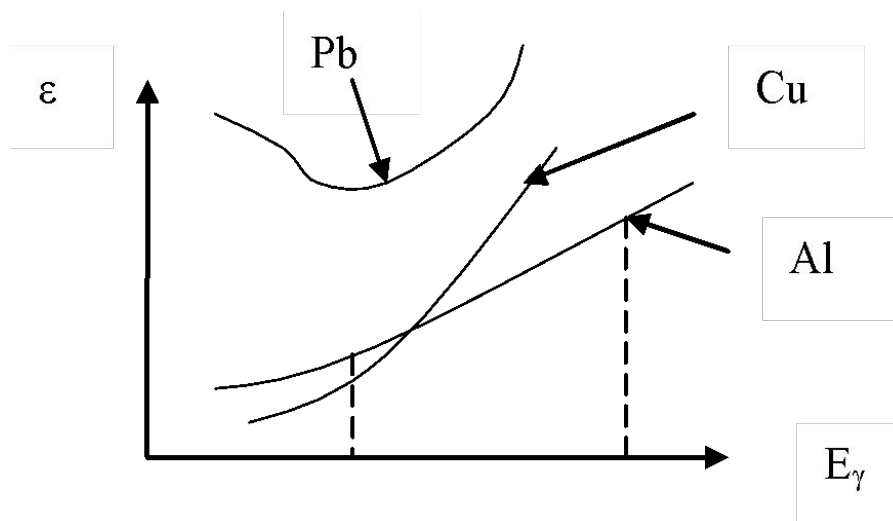
Мощность поглощенной дозы в воздухе: $P_{\varepsilon} \equiv K^{\boxtimes} = \mu_{tr,m}^{\varepsilon} \cdot I = \mu_{tr,m}^{\varepsilon} \cdot \bar{E} \cdot \varphi$

Чувствительность газоразрядных счетчиков

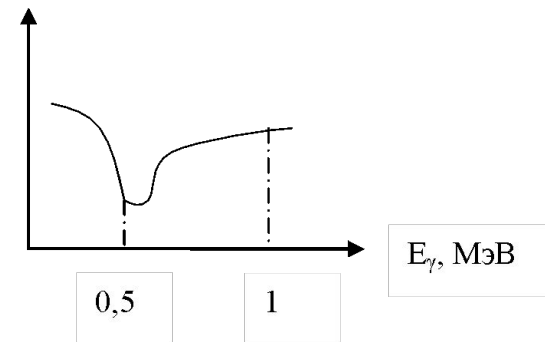
$$\frac{N_{сч}}{P_{\varepsilon}} = \frac{\varepsilon \cdot \varphi}{\mu_{tr,m}^{\varepsilon} \cdot \bar{E} \cdot \varphi} = \frac{\varepsilon}{\mu_{tr,m}^{\varepsilon} \cdot \bar{E}}$$

Ход с жесткостью газоразрядного счетчика

Эффективность регистрации счетчика для разных материалов катода



ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ



Газоразрядные счетчики

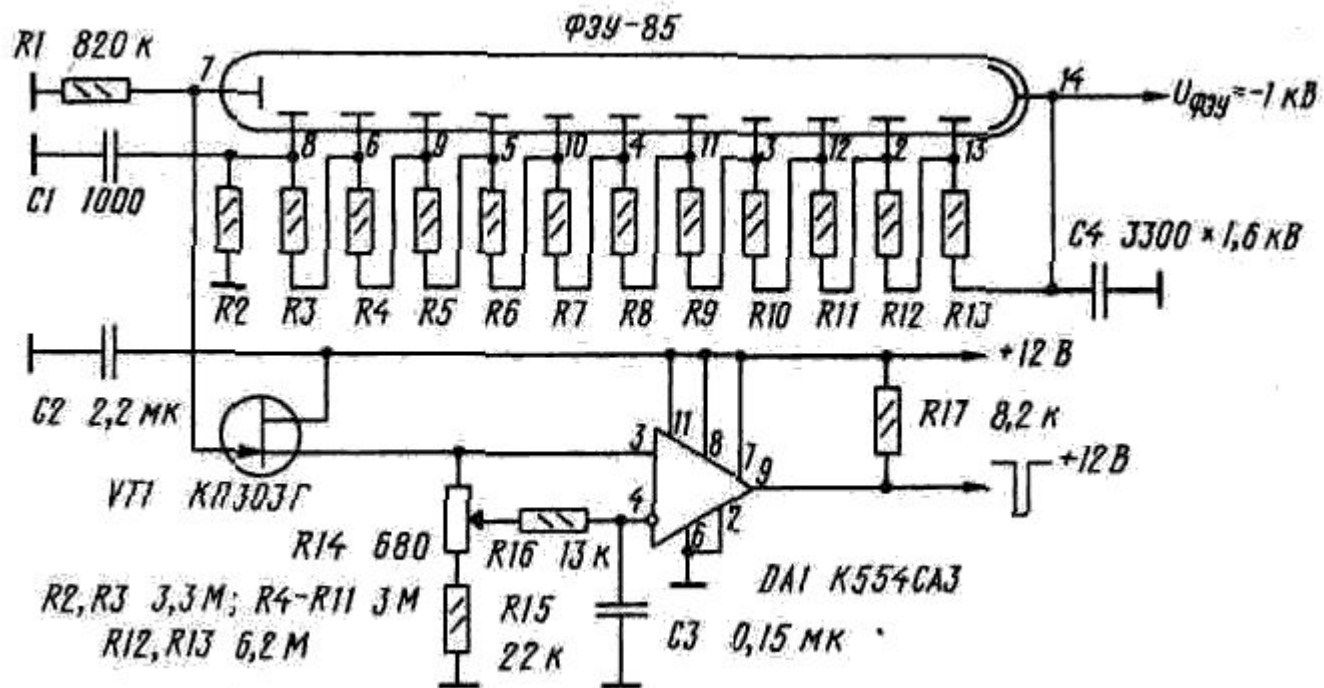
Преимущества счетчика Гейгера:

1. Дешевая доступная аппаратура.
2. Достаточно высокая чувствительность

Главным недостатком счетчика Гейгера является невысокая точность измерений.

Газоразрядные счетчики допускают сравнительно простую коррекцию хода с жесткостью путем использования различных фильтров.

СЦИНТИЛЯЦИОННЫЙ МЕТОД ДОЗИМЕТРИИ



СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫЙ МЕТОД ДОЗИМЕТРИИ

К материалам, используемым в качестве сцинтилляторов, предъявляется ряд требований:

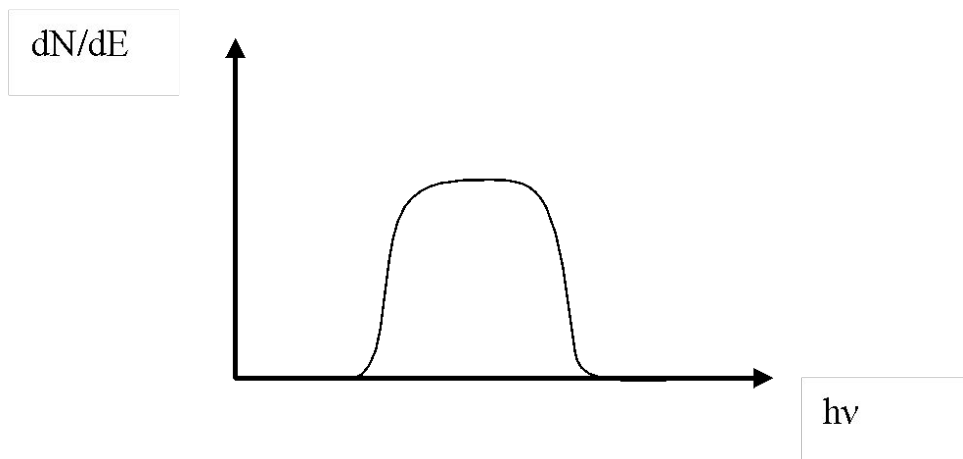
- Сцинтиллятор должен обладать высокой **конверсионной эффективностью**.

Конверсионная эффективность определяет ту часть потерянной в сцинтилляторе заряженной частицей энергии, которая преобразуется в энергию световых фотонов.

$$\eta = \frac{\Delta E_{\phi}}{\Delta E} = \frac{n_{\phi} \cdot \overline{h\nu}}{\Delta E}$$

СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫЙ МЕТОД ДОЗИМЕТРИИ

- сцинтиллятор должен быть прозрачен к собственному излучению;
- спектр испускания сцинтиллятора должен совпадать со спектральной характеристикой фотокатода;
- должен обладать малым временем высвечивания (время жизни возбужденных состояний сцинтиллятора); .



Общий вид типичного спектра испускания сцинтиллятора.

Неорганические сцинтилляторы и их характеристики

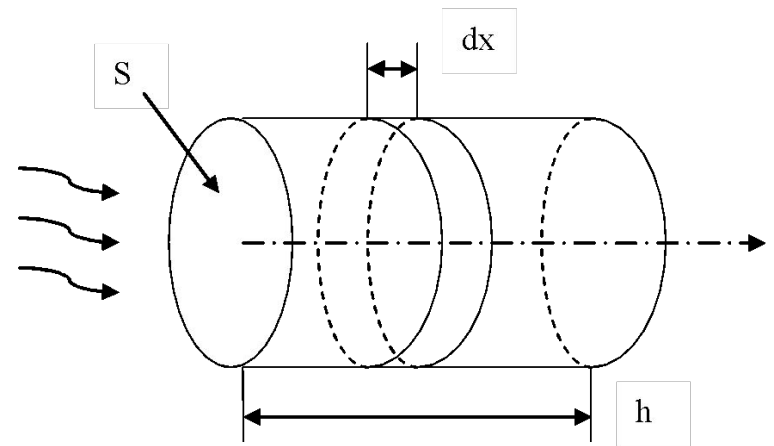
ТИП	z	ρ, г/см³	λ, нм	τ_{ϕ}, мкс	$c_{эф}$, %
NaI(Tl)	50	3,67	410	0,25	15
CsI(Tl)	54	4,51	565	1,0	6
LiI(Eu)	28	4,06	440	1,4	10
ZnS(Ag, Cu)	23	4,09	450	1-10	20
Bi ₄ Ge ₃ O ₁₂	75	7,1	480	0,3	12

органические сцинтилляторы и их характеристики

тип	Агрегатное состояние	λ_{max} , нм	τ_{ϕ} , с	$\epsilon_{эф}$, %
Антрацен	Монокристалл	445	$3 \cdot 10^{-8}$	
Стильбен	Монокристалл	410	$6 \cdot 10^{-9}$	$3 \cdot 10^{-8}$
Нафталин	Монокристалл	345	$7 \cdot 10^{-9}$	
Р-терфенил в ксилоле	Жидкость	400	$2 \cdot 10^{-9}$	
Р-терфенил в поливинилтолуоле	Твердый раствор	380	$2 \cdot 10^{-9}$	

Точковый режим работы сцинтиллятора

$$n_{\phi} = \eta \cdot \frac{\Delta E}{h\nu}$$



Выделим небольшой слой сцинтиллятора толщиной dx .

Определим потери энергии в нем:

$$\Delta E = S \int_0^h \mu_{tr}^Z \cdot I_0 \cdot \exp(-\mu_Z \cdot x) dx = \frac{S \cdot \mu_{tr}^Z \cdot I_0}{\mu_Z} (1 - \exp(-\mu_Z \cdot h))$$

Формула получим для анодного тока

$$i_A = e \cdot n_\phi \cdot g \cdot M = e \cdot g \cdot M \cdot \frac{\eta \cdot \Delta E}{h\nu} = \frac{e \cdot g \cdot M \cdot \eta}{h\nu} \cdot \Delta E$$

Поглощенная энергия в этом цилиндре будет равняться:

$$\Delta E = S \int_0^h \mu_{tr}^Z \cdot I_0 \cdot \exp(-\mu_Z \cdot x) dx = \frac{S \cdot \mu_{tr}^Z \cdot I_0}{\mu_Z} (1 - \exp(-\mu_Z \cdot h))$$

Примем воздух за образцовое вещество. Интенсивность излучения связана с мощностью дозы P в образцовом веществе соотношением

$$I_0 = \frac{P}{\mu_{tr,m}^e}$$

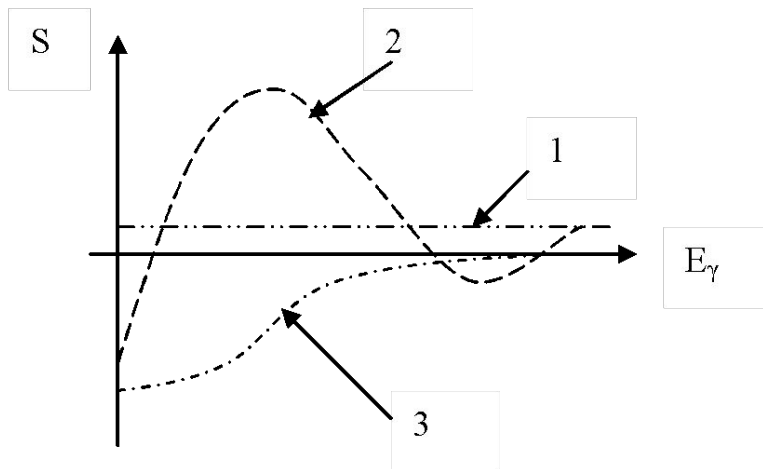
Чувствительности дозиметра по мощности дозы

$$\frac{i_\phi}{P} = \frac{e \cdot g \cdot M \cdot V \cdot \eta \cdot \rho_Z}{h\nu} \cdot \frac{1 - \exp(-\mu_Z \cdot h)}{\mu_Z \cdot h} \cdot \frac{\mu_{tr,m}^Z}{\mu_{tr,m}^e}$$

Формула определяет ЭЗЧ сцинтилляционного дозиметра, работающего в токовом режиме.

Способы увеличения чувствительности

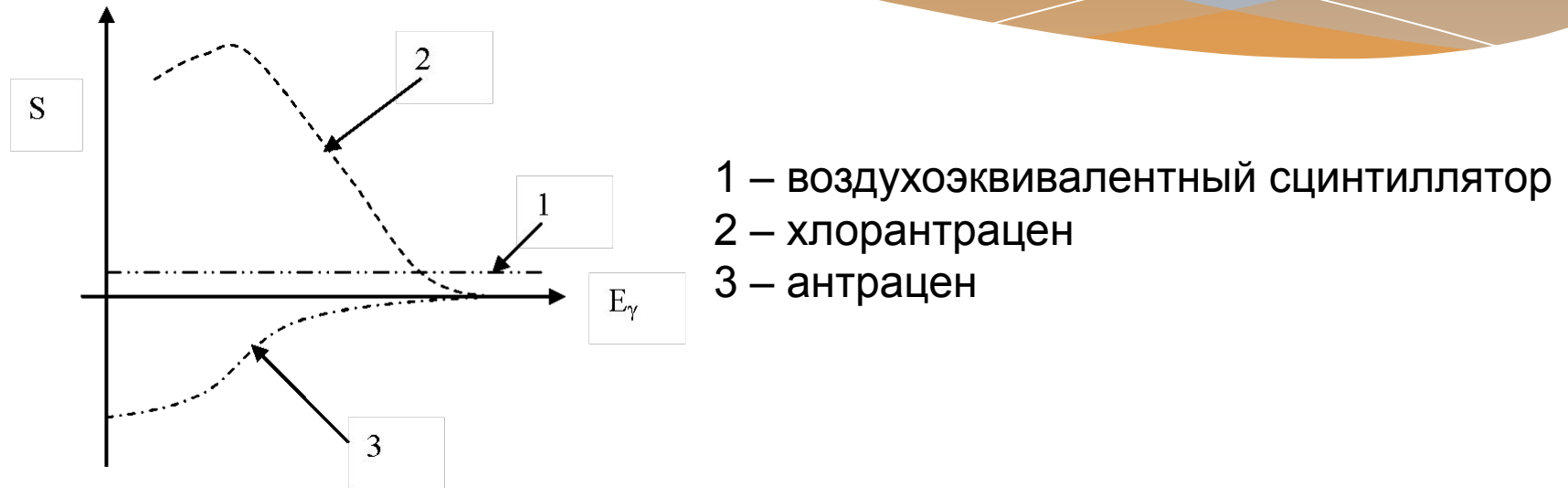
Использование составных сцинтилляторов: к основному неорганическому сцинтиллятору с торца добавляется тонкий слой органического.



- 1 – воздушноэквивалентный сцинтиллятор
- 2 – NaJ-Tl сцинтиллятор
- 3 – антрацен

Совместное использование этих двух сцинтилляторов дает некоторую компенсацию нестабильности чувствительности в области низких энергий.

Использование смеси различных сцинтилляторов.



Полученная в итоге чувствительность близка к постоянной в области низких энергий.

Была выпущена серия приборов типа ДРГ (ДРГЗ-05М). В этих приборах используется промышленный сцинтиллятор, состоящий из пластмассы К430 и $ZnS(Ag)$.

Сцинтилляционный дозиметр в режиме счетчика

ЭЗЧ сцинтиллятора в счетчиковом режиме получаем

$$\frac{N_c}{P_\epsilon} = \frac{S \cdot [1 - \exp(-\mu_z \cdot h)]}{\bar{E}_\gamma \cdot \mu_{tr,m}^\epsilon}$$

Сравним чувствительность сцинтилляционного дозиметра в счетчиковом режиме и газоразрядного счетчика.

$$\frac{N_c}{P_\epsilon} = V \frac{\mu_z}{\bar{E}_\gamma \cdot \mu_{tr,m}^\epsilon}$$

$$\frac{N_{сч}}{P_\epsilon} = \frac{S_{сч} \cdot \epsilon}{\mu_{tr,m}^\epsilon \cdot \bar{E}}$$

Сравним чувствительность сцинтилляционного дозиметра в счетчиковом режиме и газоразрядного счетчика.

отношение чувствительности сцинтилляционного счетчика к газоразрядному:

$$\delta = \frac{V}{S_{сч}} \cdot \frac{\mu_Z}{\varepsilon}$$

Площадь боковой поверхности цилиндрического газоразрядного счетчика связана с его объемом $V_{сч}$ соотношением

$$S_{сч} = \frac{4 \cdot V_{сч}}{d_{сч}}$$

Приняв равными объемы газоразрядного и сцинтилляционного счетчиков, получим

$$\delta = \frac{d_{сч}}{4} \cdot \frac{\mu_Z}{\varepsilon}$$

Для сцинтиллятора NaI(Tl) при энергии γ -квантов 1 МэВ $d_{сч}=1$ см, $\varepsilon=1\%$, чувствительность сцинтиллятора к счетчику 5,5

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

Фотолюминесцентные дозиметры – свечение кристалла при облучении его коротковолновым ультрафиолетовым светом.

Радиофотолюминесценция – люминесценция, возникающая в результате воздействия ионизирующего излучения с последующим возбуждением световым потоком.

Люминофоры – люмофосфатные стекла, характеризующиеся определенными оптическими свойствами.

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

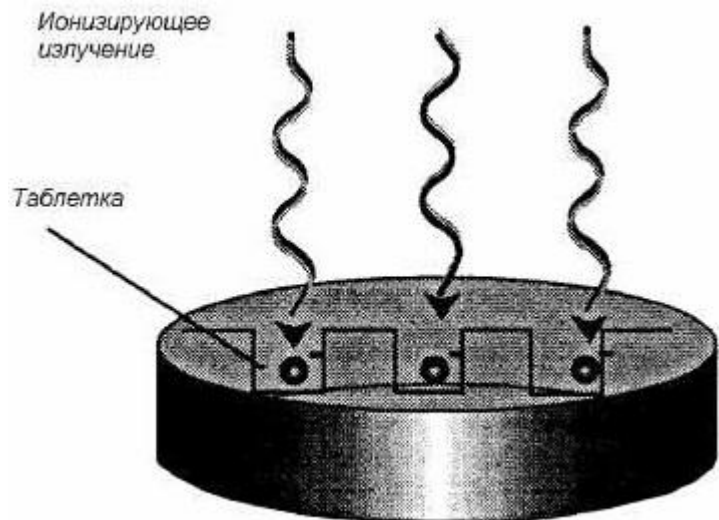
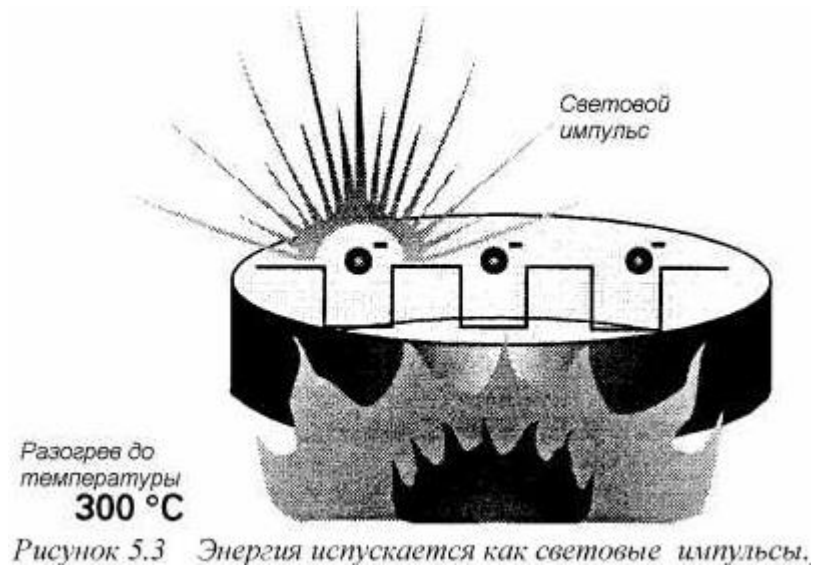


Рисунок 5.2 Энергия поглощается в ТЛ- детекторе.



ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

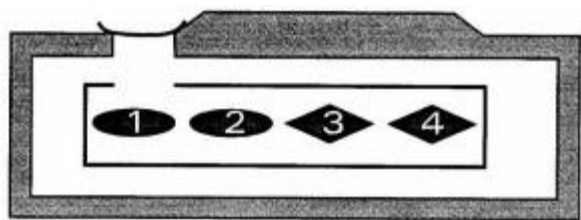


Рисунок 5.4

Поперечное сечение ТЛД.

1. (LiF) Гамма, бета. Отверстие в корпусе дозиметра позволяет бета-излучению проникать к таблетке.
2. (LiF) Гамма.
3. (LiB) Гамма и нейтроны.
4. (LiB) Гамма. Запасная таблетка.

Виды излучения идентифицируются следующим образом:

- Детектор 1 минус Детектор 2 = доза от бета-излучения.
- Детектор 2 минус Детектор 3 = доза от нейтронного излучения.

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

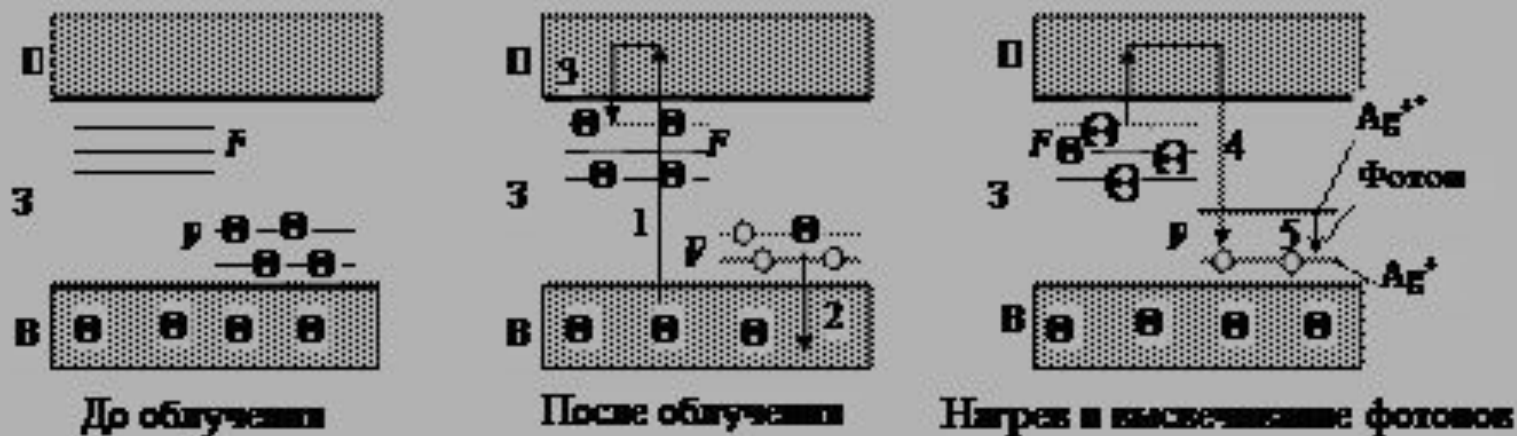
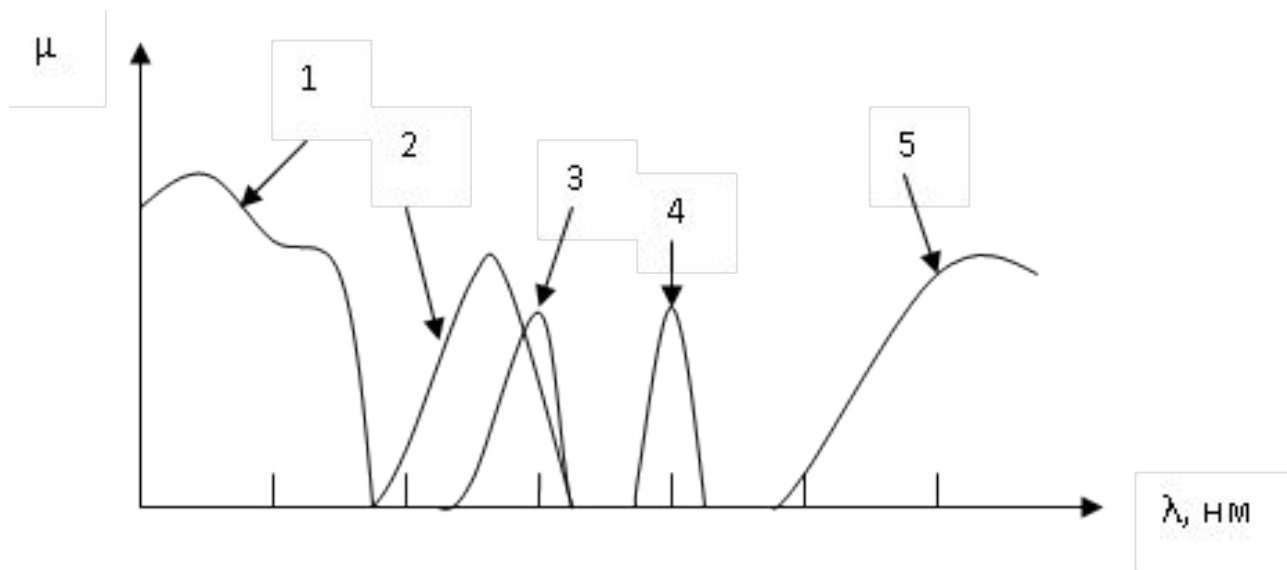


Рис. 3.2. Механизм радиотермолюминесценции

(\ominus – электрон, \oplus – дырка)

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

Зависимость коэффициента оптического поглощения от длины волны падающего излучения:



ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

В Фотолюминесцентных дозиметрах под действием излучения в люминофоре (щелочно-галогидные соединения типа NaCl, LiF, фосфатные стекла и т.п., активированные серебром) создаются центры фотолюминесценции, содержащие атомы и ионы серебра.

Последующее освещение ФЛД ультрафиолетовым светом вызывает видимую люминесценцию, интенсивность которой вначале (диапазон около 10^{-2} - 10^1 Гр) пропорциональна дозе, затем (примерно при $3\cdot 5\cdot 10^2$ Гр) достигает максимума и при дальнейшем увеличении дозы падает, т.е. линейность зависимости показаний от дозы сохраняется до 10 Гр.

Образованные центры люминесценции не разрушаются в процессе освещения ФЛД ультрафиолетовым светом, поэтому измерения дозы могут производиться неоднократно.

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

У радиофотолюминесцентных дозиметров существует эффект нарастания интенсивности люминесценции после прекращения облучения (эффект накопления или "созревания").

Некоторые типы ФЛД сохраняют информацию о дозе в пределах $\pm 10\%$ в течение нескольких лет, начиная с 2 ч после облучения.

Метафосфатные ФЛД, содержащие серебро, алюминий, фосфор, кислород, литий и другие примеси, имеют довольно высокий эффективный номер (12,6-17,9) и поэтому имеют большой ход с жесткостью (от 4 до 11 раз соответственно) в диапазоне 50 кэВ – 1 МэВ, который уменьшается при использовании сглаживающих фильтров.

Фоновая доза вследствие собственной люминесценции составляет 10-3-10-1 Гр. Меньший ход с жесткостью у LiF (эффективный номер $z_{эфф} \approx 8,14$), не превышающий 10% в диапазоне 40 кэВ – 1 МэВ.

ЛЮМИНЕСЦЕНТНЫЕ МЕТОДЫ ДОЗИМЕТРИИ

Для термолюминесцентных дозиметров используют ряд соединений: CaF_2 , LiF , $\text{CaSO}_4\text{-Mn}$, $\text{CaSO}_4\text{-Sm}$, борат магния, алюмофосфатные стекла, активированные серебром или MnO_2 . серийные дозиметры на основе LiF ТЛД-400 типа ДПГ-02 или ДПС-11 прибора КДТ-02 дают возможность измерять дозу $1 \text{ мГр} - 10^4 \text{ мГр}$ при потере информации (за счет фединга) до 5% в год (при комнатной температуре) и ходе с жесткостью не более $\pm 30\%$ в диапазоне 0,06-1,25 МэВ.

Дозиметры ИКСА (для больших аварийных доз) на основе алюмофосфатного стекла $\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 3\text{P}_2\text{O}_5$ (~50%), $\text{MgO} \cdot \text{P}_2\text{O}_5$ (около 50%), MnO_2 (около 0,1%) диаметром 8 мм и толщиной 1 мм, снабженные свинцовым фильтром толщиной $0,35 \pm 0,5 \text{ мм}$ для сглаживания хода с жесткостью, позволяют измерить дозу $5 \cdot 10^{-3} - 10^1 \text{ Гр}$ с погрешностью около $\pm 15\%$.

Диапазон 10-50 Гр является оценочным ввиду значительной погрешности измерения дозы свыше 10 Гр. Ход с жесткостью ИКСА с фильтром, закрывающим 80% поверхности дозиметра, не превышает $\pm 20\%$ в диапазоне 40 кэВ – 6,0 МэВ; фединг – 12% за первый месяц, 2% за каждый последующий месяц и 31% за год.

Почернение пленок, измеряемое в оптических плотностях почернения S , определяется выражением

$$S = \lg \frac{I_0}{I}$$

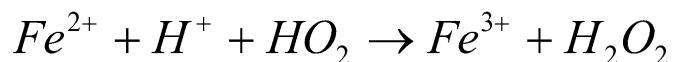
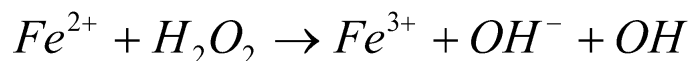
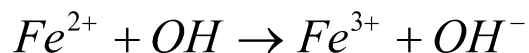
Чувствительность пленки по дозе выражается

$$\frac{S}{K} = a \cdot \frac{\mu_{tr,m}^Z}{\mu_{tr,m}^6}$$

Диапазоны измерения прибором ИФКУ с пленкой РМ-1:

- β - излучение – 0,05÷1,2 сГр;
- γ - излучение – 0,05÷2 сГр;
- тепловые нейтроны – 0,05÷2 сЗв.

Радиационно-химический выход пропорционально поглощенной дозе излучения $D = \frac{k \cdot C}{G \cdot \rho}$



Для наблюдения ЭПР необходимо в постоянное магнитное поле поместить парамагнитное вещество и воздействовать на него переменным электромагнитным полем.

ЭПР связан с изменением ориентации электронных спиновых моментов содержащихся в веществе парамагнитных частиц.

Расщепление уровня энергии в постоянном магнитном поле H квантовано и определяется выражением

$$E = g \cdot n \cdot \mu_B \cdot H$$

Условием резонансного поглощения переменного электромагнитного поля

$$h \cdot \nu = g \cdot \mu_B \cdot H$$



После сообщения теплоизолированному телу некоторого количества теплоты (ΔQ Дж) температура тела повысится на ΔT градусов. Величины ΔQ и ΔT связаны между собой соотношением

$$\Delta Q = c \cdot m \cdot \Delta T$$

Пусть теплоизолированный поглотитель цилиндрической формы облучается пучком γ -квантов, направленных перпендикулярно торцу цилиндра.

$$\Delta E_Z = \frac{\mu_{tr}^Z}{\mu_Z} \cdot I_0 \cdot S \cdot (1 - \exp(-\mu_Z \cdot h))$$

Мощность экспозиционной дозы

$$P = \mu_{tr,m}^6 \cdot I_0$$

Учитывая энергетический эквивалент рентгена, равный $8,8 \cdot 10^{-6}$ Дж на 1 г воздуха при нормальных условиях, получаем энергию

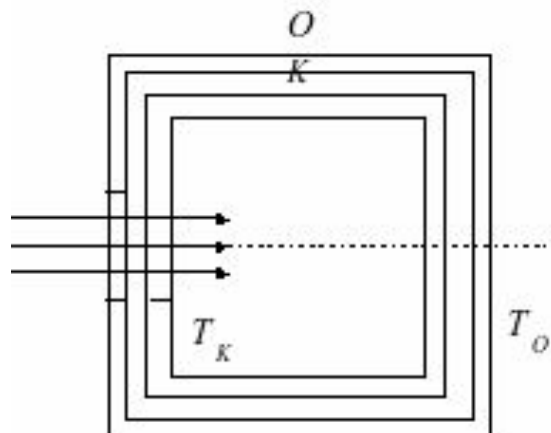
$$\Delta E_Z \cdot t = 8,8 \cdot 10^{-6} \cdot S \cdot \frac{\mu_{tr}^Z}{\mu_{tr,m}^6} \cdot \frac{(1 - \exp(-\mu_Z \cdot h))}{\mu_Z} \cdot P \cdot t$$

Так как масса поглотителя

$$m = \rho_Z \cdot S \cdot h$$

Изменение температуры тела на единицу экспозиционной дозы при условии отсутствия теплопередачи в окружающую среду

$$\frac{\Delta T}{X} = 8,8 \cdot 10^{-6} \cdot \frac{\mu_{tr,m}^Z}{c \cdot \mu_{tr,m}^6} \cdot \frac{(1 - \exp(-\mu_Z \cdot h))}{\mu_Z \cdot h}$$



Принципиальное устройство калориметрической системы

Дифференциальная калориметрическая система состоит из двух одинаковых калориметров, на один из которых (измерительный) воздействует измеряемое излучение, а другой (контрольный) служит для компенсации теплового эффекта.



Нормирование и оценка уровней внешнего и внутреннего облучения

Нормирование в нашей стране осуществлено исходя из следующих принципов радиационной безопасности:

- **Нормирования.** Не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников облучения.
- **Обоснования.** Запрещение всех видов деятельности по использованию ИИ, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением.
- **Оптимизации.** Поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого ИИИ.

Нормирование и оценка уровней внешнего и внутреннего облучения



В основе современной концепции нормирования радиационного облучения лежат принципы:

- радиационно-гигиенический
- экологический

Согласно МКРЗ ущерб – “сложное понятие, сочетающее вероятность, степень тяжести эффекта и время его проявления”, величину которого можно выразить в числе лет полноценной жизни, потерянных в результате преждевременного заболевания или смерти, вызванных воздействием ионизирующего излучения.



При определении ущерба учитываются:

- вероятности преждевременной смерти в результате реализации смертельного рака за все время ожидаемой жизни или тяжелого генетического нарушения, которое приводит к преждевременной гибели потомков облученных лиц в первых двух поколениях.
- вклад в ущерб от несмертельных (излечиваемых) случаев рака, как реализации стохастических эффектов облучения.
- продолжительность потерянных лет жизни в результате тех или иных стохастических эффектов.

В основе такого общего ограничения в сфере профессиональных облучений лежит годовая эффективная доза в **5 мЗв**.

С учетом коэффициента риска летального исхода при раковом заболевании от профессионального облучения в $4 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}^{-1}$ общий эталонный риск летального исхода R становится равным $2 \cdot 10^{-4} \text{ год}^{-1}$.

Беспороговая линейная концепция

В настоящее время принята линейная беспороговая концепция о зависимости доза-эффект. Считается, что радиационный эффект прямо пропорционален величине дозы и не имеет порога возникновения. Но существуют и альтернативные точки зрения:

- Существует порог возникновения стохастических радиационных эффектов у человека. Поскольку человеческий организм представляет собой сложную систему с элементами саморегуляции, то может происходить восстановление клеток, поврежденных в результате радиационного воздействия.
- В области малых доз наблюдаются отрицательные значения зависимости доза-эффект (явление гормезиса). Малые дозы оказывают на клетку стимулирующее действие.
- В области малых доз наблюдается резкое возрастание зависимости доза-эффект.

Федеральный закон «О радиационной безопасности»,
принятый в 1995 году.
Редакция 19.07.2011 №248-ФЗ

- для населения – 1 мЗв/год или 7 сЗв за 70 лет;
- для профессионалов – 2 сЗв/год или 1 Зв за 50 лет.

Законодательно установленная система показателей, оценивающих радиационную безопасность населения, включает:

- достаточность мер обеспечения радиационной безопасности, выполнения норм, правил и гигиенических нормативов;
 - вероятность радиационных аварий, их масштабы, степень готовности к ликвидации аварий и их последствий;
 - характеристику радиоактивного загрязнения окружающей среды;
 - индивидуальные дозы облучения и контингент облучения населения
- Закон содержит 8 глав, 30 статью.

Основные пределы доз НРБ-99

С 1 сентября 2009 года, вместо НРБ-99 в Российской Федерации введены в действие санитарные правила СанПин 2.6.1.2523-09 (НРБ 99/2009).

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

Планируемое повышенное облучение

К планируемому повышенному облучению могут привлекаться только мужчины не моложе 30-ти лет лишь при наличии их добровольного письменного согласия после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья.

Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв допускается с разрешения территориальных органов Госсанэпиднадзора

Облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год с разрешения федерального органа Госсанэпиднадзора.

Лица, подвергшиеся облучению в эффективной дозе, превышающей 100 мЗв в течение года, при дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв за год.

Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное.

ОБЩИЕ ПРИНЦИПЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА (Публикация МКРЗ 75)

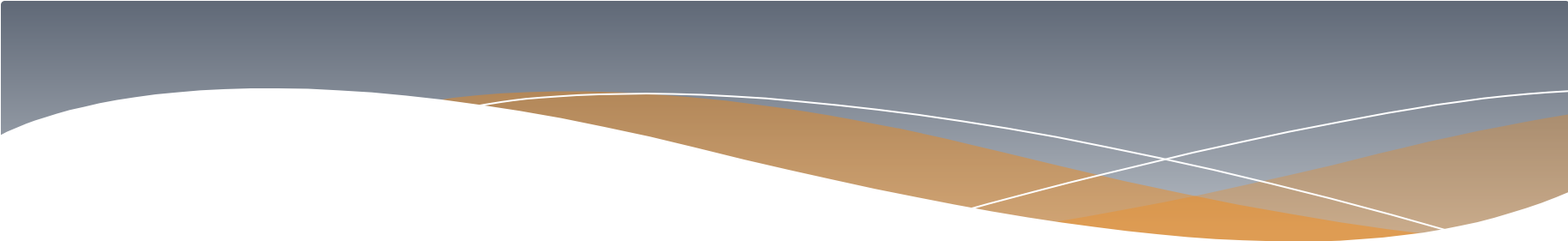
Первичная цель радиологической защиты - предусмотреть соответствующие нормативы для защиты человека от ионизирующего излучения без неоправданного ограничения полезной деятельности, приводящей к увеличению облучения.

Основные задачи Комиссии направлены на предотвращение возникновения детерминированных эффектов, путем поддержания доз ниже соответствующих пределов, и гарантию того, что были предприняты все разумные меры для уменьшения возникновения стохастических эффектов.

Нормальное облучение - это то, возникновение которого можно было разумно ожидать.

Потенциальное облучение определяется как непреднамеренное облучение, для которого имеется вероятность, но нет уверенности в его возникновении.

Радиационная безопасность населения – состояние защищенности настоящего и будущего поколения людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.



Облучение профессиональное - воздействие ионизирующего излучения на работников (персонал) вследствие их работы с техногенными источниками излучения, кроме воздействия излучения, исключенных из действия настоящих Норм.

Вмешательство относится к ситуациям, где источники, пути их воздействия и облучаемые лица уже присутствуют, когда рассматриваются решения о мерах контроля.

Уровень вмешательства – уровень радиационного фактора, при превышении которого следует проводить определенные защитные мероприятия.

АВАРИЙНЫЕ И ЧРЕЗВЫЧАЙНЫЕ СИТУАЦИИ
Публикация 60 МКРЗ.

Значения допустимых уровней радиационного воздействия.

- Для персонала установлены следующие значения стандартных параметров: $V_{\text{перс}} = 2,4 \cdot 10^3 \text{ м}^3 \text{ в год}$; $t_{\text{перс}} = 1700 \text{ ч в год}$; $M_{\text{перс}} = 0$.
- Для населения установлены следующие значения стандартных параметров: $t_{\text{нас}} = 8800 \text{ ч в год}$; $M_{\text{нас}} = 730 \text{ кг в год для взрослых}$. Годовой объем вдыхаемого воздуха зависит от возраста.
- Допустимая мощность дозы ДМД - допустимый уровень усредненной за год мощности эквивалентной дозы. $\text{ДМД}_{\text{перс}} = (20 \text{ мЗв/год})/1700 \text{ часов} = 120 \text{ мкЗв/ч}$.
- Допустимая плотность потока частиц (фотонов) ДПП - допустимый уровень усредненной за год плотности потока частиц.
- Допустимое содержание ДС - допустимый уровень содержания радионуклида в литре раствора.
- ДОА – Допустимая объемная активность радионуклида в воздухе.
- ДУА - Допустимая удельная активность радионуклида в воде и пищевых продуктах.

Требования к контролю за выполнением Норм

Радиационному контролю подлежат:

- радиационные характеристики источников излучения, выбросов в атмосферу, жидких и твердых радиоактивных отходов;
- радиационные факторы на загрязненных территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения;
- уровни облучения персонала и населения от всех источников излучения, на которые распространяется действие НРБ-99.

Требования к контролю за выполнением Норм

Основными контролируруемыми параметрами являются:

- годовая эффективная и эквивалентные дозы ;
- поступление радионуклидов в организм и их содержание в организме для оценки годового поступления;
- объемная или удельная активность радионуклидов в воздухе, воде, продуктах питания, строительных материалах и др.;
- радиоактивное загрязнение кожных покровов, одежды, обуви, рабочих поверхностей;
- доза и мощность дозы внешнего излучения
- плотность потока частиц и фотонов.

Контрольный уровень - значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения

ФОНОВОЕ ОБЛУЧЕНИЕ ЧЕЛОВЕКА. НОРМИРОВАНИЕ ПРИРОДНОГО И МЕДИЦИНСКОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Фоновое облучение человека состоит из облучения естественными источниками и искусственными источниками.

Естественный фон обуславливается внешним и внутренним облучением: внешним за счет воздействия на организм излучения от внешних по отношению к нему источников (космическое излучение и естественные радионуклиды в горных породах, почве, атмосфере и др.) и внутренним за счет воздействия на организм излучений естественных радионуклидов, находящихся в организме (^{40}K и радионуклиды семейства U и Th, поступающие в организм с воздухом, пищей и водой).

Наибольший вклад среди источников искусственного фона принадлежит рентгенодиагностическому облучению в медицине, за счет которого создается годовая эффективная доза 1,4 мЗв. Облучение населения за счет глобальных радиоактивных выпадений составляет примерно 2% облучения, формируемого естественным фоном.

Требования к защите от природного облучения в производственных условиях

Средние значения радиационных факторов в течение года, соответствующие при монофакторном воздействии эффективной дозе 5 мЗв за год при продолжительности работы 2000 ч/год, средней скорости дыхания 1,2 м³/ч и радиоактивном равновесии радионуклидов уранового и ториевого рядов в производственной пыли, составляют:

- мощность эффективной дозы γ -излучения на рабочем месте – 2,5 мкЗв/ч;
- ЭРОА_{Rn} в воздухе зоны дыхания – 310 Бк/м³;
- ЭРОА_{Тn} в воздухе зоны дыхания – 68 Бк/м³;
- Удельная активность в производственной пыли ²³⁸U, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда – 40/f кБк/кг, где f – среднегодовая общая запыленность воздуха в зоне дыхания, мг/м³;
- Удельная активность в производственной пыли ²³²Th, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда – 27/f кБк/кг

Дозы создаются:

- при рентгеновской диагностике человека, диагностике состояния отдельных органов (печени, легких, почек, щитовидной железы и др.)
- с помощью радиоактивных фармацевтических препаратов (^{32}P , ^{57}Cr , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{133}Xe , ^{131}I , ^{198}Au , ^{203}Hg и др.), вводимых внутрь организма;
- радиационной терапии с использованием радиоактивных источников: ^{60}Co (75,6% всех терапевтических установок), ^{137}Cs (5,6%), бетатронов (6,9%), линейных ускорителей (10,7%) и указанных выше радиофармпрепаратов.

Радиационный фон, обусловленный испытанием ядерного оружия

Радионуклид	Период полураспада	Выход на деление, %	Активность на 1 Мт, ПБк
^{89}Sr	50,5 сут	2,56	590
^{90}Sr	28,6 года	3,5	3,9
^{95}Zr	64,0 сут	5,07	920
^{103}Ru	39,5 сут	5,2	1500
^{106}Ru	368 сут	2,44	78
^{131}I	8,04 сут	2,90	4200
^{136}Cs	13,2 сут	0,036	32
^{137}Cs	30,2 года	5,57	5,9
^{140}Ba	12,8 сут	5,18	4700
^{141}Ce	32,5 сут	4,58	1600
^{144}Ce	284 сут	4,69	190
^3H	12,3 года	0,01	$2,6 \cdot 10^{-2}$
^3H	12,3 года	Выход при реакции синтеза термоядерного оружия	740

Радиационный фон, обусловленный испытанием ядерного оружия

Выпадения из стратосферы в убывающем порядке значимости определяются долгоживущими продуктами деления ^{14}C , ^{137}Cs , ^{95}Zr , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{144}Ce , ^3H и ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , причем три последних нуклида вносят 0,1% общей дозы.

Образование трития вследствие испытания ядерного и термоядерного оружия с учетом его выхода на 1 Мт составило: $220 \cdot \text{Мт} \cdot 2,6 \cdot 10^{13} \text{ Бк/Мт} = 5,7 \cdot 10^{15} \text{ Бк}$, а для термоядерного оружия – $330 \text{ Мт} \cdot 7,4 \cdot 10^{17} \text{ Бк/Мт} = 2,4 \cdot 10^{20} \text{ Бк}$, итого $2,4 \cdot 10^{20} \text{ Бк}$.

Радиоактивный ^{14}C образуется при захвате азотом воздуха нейтронов, испускаемых во время ядерного взрыва. По оценкам НКДАР суммарная активность ^{14}C , накопившаяся в результате испытаний оружия, проведенных до 1981 г., составила 220 ПБк. Природное образование ^{14}C в атмосфере под действием космических нейтронов составляет 1 ПБк.

Общее количество ^{137}Cs , образованного в результате всех проведенных до 1981 г. Испытаний, составила 600 ПБк. За вычетом локальных выпадений общее глобальное накопление ^{90}Sr составляло к концу 1980 г. около 400 ПБк.

Эффективная ожидаемая доза населения Земли от проведенных до 1981 г. испытаний ядерного оружия

Радионуклид	Эффективная ожидаемая доза, мкЗв	Вклад в полную дозу, %	Радионуклид	Эффективная ожидаемая доза, мкЗв	Вклад в полную дозу, %
^{14}C	2600	69	^{240}Pu	17	0,4
^{137}Cs	540	14	^{241}Pu	9	0,2
^{95}Zr	200	5,3	^{55}Fe	9	0,2
^{90}Sr	120	3,2	^{241}Am	4	0,1
^{106}Ru	83	2,2	^{89}Sr	3	0,08
^{144}Ce	54	1,4	^{141}Ce	1	0,03
^3H	47	1,2	^{238}Pu	1	0,03
^{131}I	33	0,9	^{136}Cs	0,06	0,002
^{239}Pu	27	0,7	^{54}Mn	0,04	0,001
^{140}Ba	25	0,7	^{85}Kr	0,005	0,0001
^{103}Ru	17	0,4	Итого:	3800	100

Международный контроль за атомной энергетикой – система международных мер, направленных на контролируемое исключение использования открытия внутриядерной энергии как орудия войны и во вред человеку.

Договор о нераспространении ядерного оружия ДНЯО – многосторонний международный акт, разработанный Комитетом по разоружению ООН с целью поставить прочную преграду на пути расширения круга стран, обладающих ядерным оружием.

Вступил в силу 5 марта 1970 года после сдачи на хранение ратификационных грамот государствами-депозитариями (СССР (подписал в 1968), США (1968), Великобритания (1968)), а также 40 другими странами. Франция и КНР подписали Договор в 1992.

11 мая 1995 свыше 170 стран-участниц договорились продлить действие Договора на неопределённый срок без каких-либо дополнительных условий.

Не являются участниками договора **Израиль, Индия, Пакистан и КНДР**

Каждый участник настоящего договора обязуется в духе доброй воли вести переговоры об эффективных мерах по прекращению ядерной гонки вооружений в ближайшем будущем и ядерному разоружению, а также о договоре о всеобщем и полном разоружении под строгим и эффективным международным контролем.

Договор между США и СССР о ликвидации ракет средней и меньшей дальности , 8 декабря 1987 г.

Закон об уменьшении советской ядерной угрозы, 12 декабря 1991 г.

Двусторонний договор о сокращении и ограничении стратегических наступательных вооружений, 1991 г. , 1993 г.



Законодательная и нормативная база осуществления национальных гарантий нераспространения :

- 1970 г. Договор о нераспространении ядерного оружия
- 1995 г. Федеральный закон “ Об использовании атомной энергетики “
- Основные правила учета и контроля ядерных материалов НП-030-01 (ОПУК)
- INFCIRC/225/rev.4 “ Методические указания по ФЗ ЯМ” (МАГАТЭ)
- INFCIRC/224/rev.2 “ Конвенция по физической защите ЯМ” (МАГАТЭ)
- Отраслевые программы “Совершенствования физической защиты ЯМ.

Учет ядерных материалов – определения количества ядерных материалов, составление, регистрация и ведение учетных и отчетных документов.

Контроль ядерных материалов – административный контроль ха наличием и перемещением ядерных материалов, включающий контроль доступа к ЯМ, оборудованию, информации.

Задачи:

- минимизация риска несанкционированного доступа к этим материалам
- минимизация риска возвращения оружейных ЯМ в оружие
- усиление механизмов контроля

Утилизация отходов ЯТЦ:

- Гомогенное связывание в керамике
Россия – фосфатное стекло. США, Франция, Великобритания – боросиликатное стекло.
США – получение синтетических камней.
- Гомогенная витрификация (остекловывание)
- Контейнерный вариант
- Прямое глубинное захоронение
- Глубинное захоронение связанного плутония

Временные хранилища избыточных оружейных делящихся материалов
– “Маяк” г. Озерск и Сибирский химический комбинат г. Северск.

Прогноз развития масштабов и структуры энергетики будущего.

Сроки сооружения электростанции :

- ГЭС 5-7 лет
- ТЭС 3-5 лет
- АЭС 7-8 лет

Сроки сооружения топливодобывающих предприятий

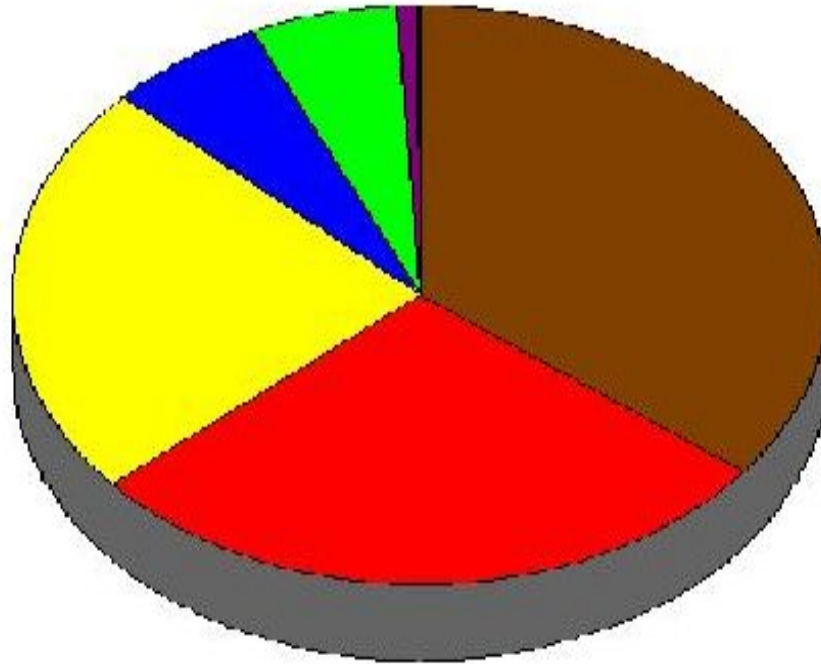
- угольные шахты и карьеры 3-5 лет
- урановые рудники 10-15 лет
- нефтеперерабатывающие заводы – 5 лет

Сроки сооружения топливодобывающих предприятий:

- ЛЭП 3-5 лет
- Газопроводы 3 года

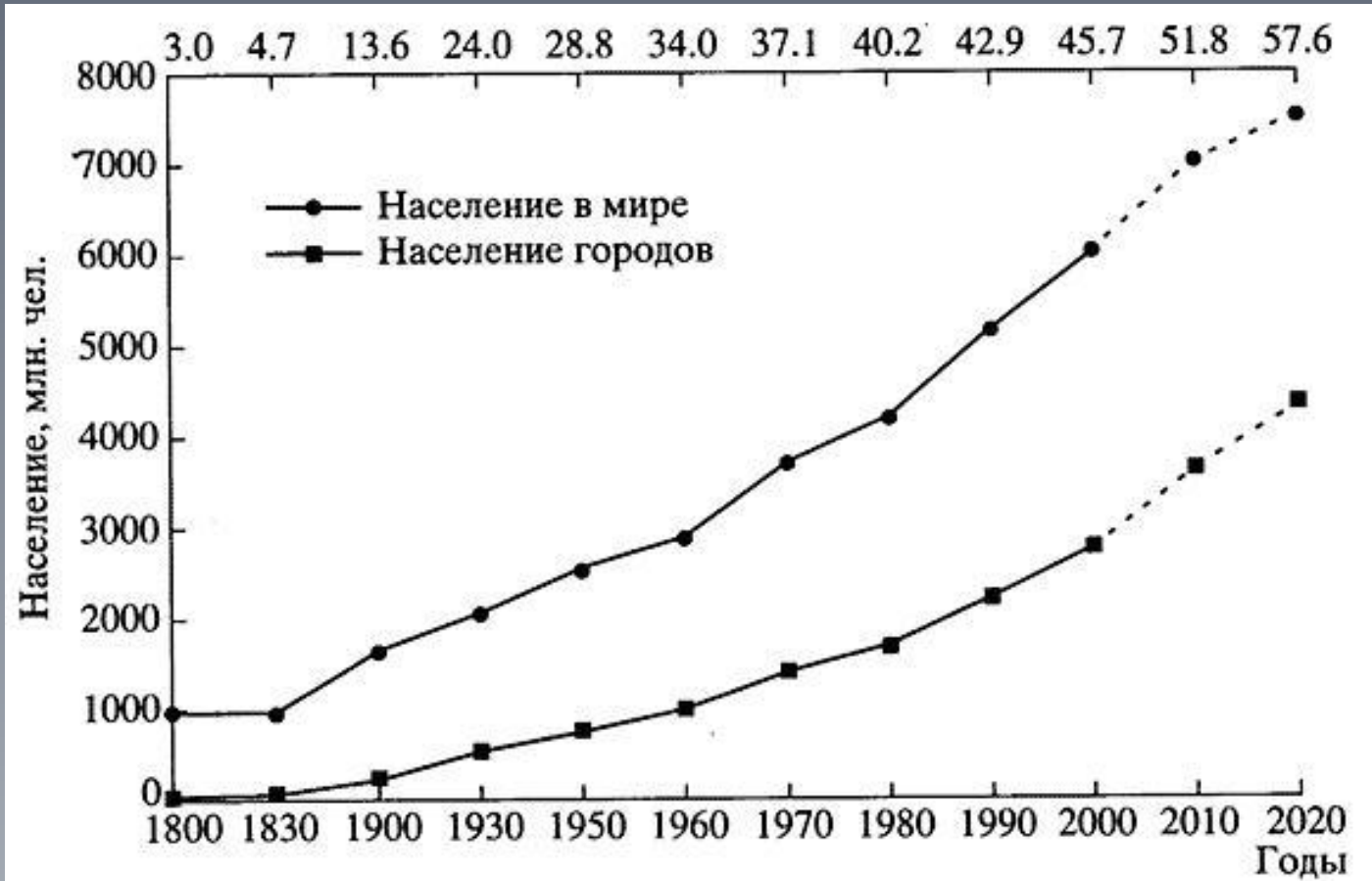
При начале проектирования новых энергетических установок 2000 г. Необходимо предвидеть технические решения, состояние развития ТЭК через 50 лет, т.е. к **2050 году**.

Использование Энергетических ресурсов на сегодняшний день.



■ Petroleum:	3527 ~ 35.43%
■ Coal:	2802 ~ 28.15%
■ Dry natural gas:	2335 ~ 23.46%
■ Hydro-electricity:	624 ~ 6.27%
■ Nuclear electricity:	576 ~ 5.79%
■ Geothermal, wind, solar, biomass :	86 ~ 0.86%
■ Geothermal, biomass, solar not used for electricity:	5 ~ 0.05%

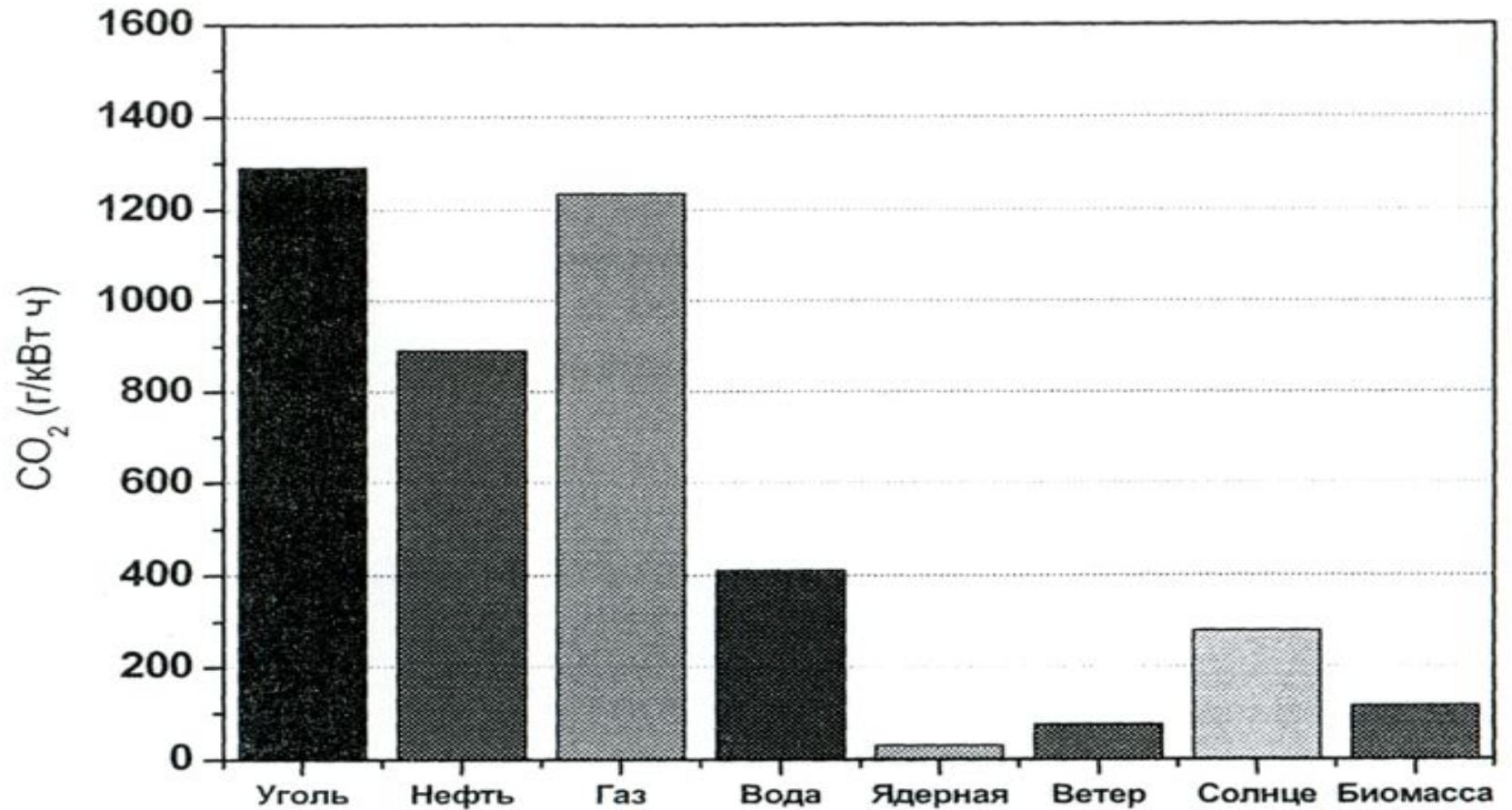
Total: 9955



Перспективы роста населения

Численность населения Земли к 2100 г. 8 - 14 млрд., развивающиеся страны 11 млрд.

Факторы эмиссии CO₂ в зависимости от источника энергии



Возобновляемые источники энергии

Источник энергии	Технически доступные запасы, Q/год	Экономически доступные запасы, Q/год
Гидроэнергетика	0.065	0.030
Геотрёмальная	1.00	<0.001
Солнечная	10.00	0.006
Энергия ветра	0.040	<0.001
Энергия морских приливов и отливов	0.04	<10 ⁻⁴
Энергия морских волн	0.003	<10 ⁻⁴
тепловая энергия океанов	2.00	<10 ⁻⁴
Итого	13,1	<0,05

Сельскохозяйственная радиология.

Сельскохозяйственная радиология – это раздел радиологии, изучающий действие ионизирующей радиации на живые организмы, их сообщества и биоценозы в целом.

При передвижении радионуклидов по различным вегетативным частям растений существует определенная закономерность: в основном они концентрируются в листьях и стеблях, меньше – в соцветиях и еще меньше - в самих плодах и семенах.

В радиологии существует понятие **коэффициента дискриминации** Это отношение содержания уровня какого-либо радиоизотопа в последующем звене пищевой цепи к предыдущему.

Наиболее важными изотопами, легко поглощаемыми растениями из окружающей среды, являются **Sr⁹⁰**, **Cs¹³⁷** и **C¹⁴**. еще меньше - в самих плодах и семенах.

Радиочувствительность растений различных видов, разновидностей и сортов может различаться в 100 и более раз. При этом наиболее молодые в филогенетическом отношении формы более устойчивы, чем эволюционно старые.

Степень поражения тканей и организма в целом зависит от многих факторов, которые подразделяются на три группы:

1). **генетические**; 2). **физиологические** и 3). **паратипические**.

Плóидность — число наборов хромосом, находящихся в ядре клетки или в ядрах клеток многоклеточного организма.

К общим критериям радиочувствительности растений относятся:

- 1). степень подавления митоза (мейоза);
- 2). процент поврежденных клеток при первом делении;
- 3). число хромосомных перестроек на одну клетку;
- 4). процент всхожести семян;
- 5). депрессии роста и развития растения;
- 6). радиоморфозы;
- 7). процент хлорофильных мутаций;
- 8). выживаемость растений;
- 9). урожайность.

Облучения растений, при которых полученные семена будут непригодны для посева:

- 1). озимые рожь и пшеница – 1-2,5 кР;
- 2). яровые рожь и пшеница – 2,5-7 кР;
- 3). кукуруза – 7 кР;
- 4). горох – 20-23,5 кР.

Согласно действующим НРБ-99 выделяют следующие зоны:

- 1). **зона радиационного контроля**
- 2). **зона ограниченного проживания населения**
- 3). **зона отселения**
- 4). **зона отчуждения**

Критерием оценки качества сельхозпродукции и кормов является временно допустимые уровни содержания радиоактивных веществ (ВДУ) в продуктах питания и контрольные уровни (КУ) в кормах. В настоящее время введены гигиенические требования к качеству и безопасности продовольственного сырья и пищевых продуктов (**СанПиН 2.3.2.1078-01**), которые обеспечивают дозовую нагрузку на население.

Дезактивация растениеводческой и животноводческой продукции.

Существующие в настоящее время способы дезактивации можно условно раз

делить на три группы:

- 1). механические;
- 2). технологические
- 3). разведение (разбавление).

Репарация (восстановление) радиационных повреждений - это общебиологическое явление, обнаруженное при проведении опытов на всех лабораторных и сельскохозяйственных животных.

Период полувосстановления (время, в течение которого восстанавливается 50 % повреждений) для мышей составляет 3-8 суток, крыс- 6-9, собак- 14-18, ослов- 20-28, а человека - 25-45 суток.

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая ЭРОА дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений $ЭРОА_{Rn} + 4,6 \cdot ЭРОА_{Tn}$ не превышала 100 Бк/м^3 , а мощность эффективной дозы γ -излучения не должна превышать мощность дозы на открытой местности более, чем на $0,2 \text{ мкЗв/ч}$.

- * В эксплуатируемых зданиях среднегодовая ЭРОА дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых помещений не должна превышать 200 Бк/м^3 . при более высоких значениях объемной активности должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений

Применение радона

Медицина

Радон находит широкое применение в медицине, в первую очередь - для радоновых ванн, т.е. ванн из воды естественных источников, содержащих радон, или воды, искусственно насыщенной радоном. Эти ванны используются при лечении ряда заболеваний, связанных с обменом веществ, при заболеваниях суставов и периферической нервной системы и т.д. Радон привлекают также для диагностики раковых заболеваний, например, для локализации опухоли мозга.

Ядерная геофизика

На радоновой съемке основаны многие геофизические методы обнаружения полезных ископаемых (как радиоактивных, так и стабильных). По содержанию радона в почвенном воздухе судят о плотности и газопроницаемости горных пород.

Материаловедение

Способность радона адсорбироваться на металлических поверхностях и не диффундировать вглубь позволяет измерять степень неоднородности поверхности металлических предметов. Изотопы радона широко применяются для целей диффузионно-структурного анализа твердых тел и твердофазных процессов.