

**БЕЛОРУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ  
ФИЗИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ  
Кафедра биофизики**

---

---

# **БЕЗОПАСНОСТЬ ЖИЗНЕДЕЯТЕЛЬНОСТИ ЧЕЛОВЕКА**

**Краткий конспект лекций к общему курсу  
для студентов специальностей  
1-31 03 01 «Математика (по направлениям)»,  
1-31 03 02 «Механика и математическое  
моделирование (по направлениям)»,  
1-31 03 08 «Математика и информационные технологии»,  
1-31 03 09 «Компьютерная математика и системный анализ»**

**В трех частях**

**Часть 3**

**РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

---

---

**МИНСК  
2016**

УДК 502/504(075.8)  
ББК 20.1я73-1+31.19я73-1  
Б40

С о с т а в и т е л и :  
**О. Д. Бичан, Л. К. Герасимова,  
Т. А. Кулагова**

Рекомендовано советом  
физического факультета  
31 марта 2016 г, протокол № 7

Р е ц е н з е н т  
доцент кафедры радиационной химии  
и химико-фармацевтических технологий  
химического факультета БГУ  
кандидат биологических наук *Г. Н. Семенкова*

**Безопасность** жизнедеятельности человека : краткий конспект лекций к общему курсу для студентов спец. 1-31 03 01 «Математика», 1-31 03 02 «Механика и математическое моделирование», 1-31 03 08 «Математика и информационные технологии», 1-31 03 09 «Компьютерная математика и системный анализ». В 3 ч. Ч. 3: Радиационная безопасность / сост. : О. Д. Бичан, Л. К. Герасимова, Т. А. Кулагова. – Минск : БГУ, 2016. – 68 с.

Включенные в пособие материалы помогут студентам, обучающимся по специальностям 1-31 03 01 «Математика», 1-31 03 02 «Механика и математическое моделирование», 1-31 03 08 «Математика и информационные технологии», 1-31 03 09 «Компьютерная математика и системный анализ» в усвоении общего курса «Безопасность жизнедеятельности человека».

УДК 502/504(075.8)  
ББК 20.1я73-1+31.19я73-1

© БГУ, 2016

# 1. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Радиационная безопасность – это научно-практическая дисциплина, разрабатывающая способы оценки, прогнозирования радиационной обстановки и дающая рекомендации для приведения ее в соответствие с установленными нормативами.

## 1.1. Строение вещества и радиоактивность

Известно, что вещество состоит из молекул. Молекула – это наименьшая частица данного вещества, обладающая его химическими свойствами.

В свою очередь, молекулы состоят из атомов одного или нескольких химических элементов (например, водород –  $H_2$  и вода –  $H_2O$ ). Атом состоит из положительно заряженного ядра и окружающих его электронов, имеющих отрицательный заряд. Размер атома порядка  $10^{-10}$  м, ядра  $10^{-15}$  м.

Ядро состоит из положительно заряженных протонов ( $p$ ) и не имеющих заряда нейтронов ( $n$ ). Число протонов в атоме совпадает с порядковым номером химического элемента в периодической системе Менделеева и обозначается буквой  $p$  или  $Z$ . Это атомный номер. Именно величина  $Z$  (т. е. количество протонов) и обуславливает отличие одного химического элемента от другого.

Основная масса атома сосредоточена в ядре и складывается из массы протона и массы нейтрона. Масса нейтрона и масса протона практически одинаковы. Сумму количеств нейтронов и протонов объединяют общим названием *нуклоны*.

Нуклоны в ядре располагаются не беспорядочно, а сгруппированы определенным образом. Одной из таких группировок является сочетание из двух протонов и двух нейтронов – это альфа-частица или ядро атома гелия. Общее число нуклонов в ядре (нуклиде) называют массовым числом атома. Обозначим его буквой  $a$

$$a = n + Z \quad \text{или} \quad a = n + p$$

Для характеристики какого-либо нуклида используют символ химического элемента  $X$  (например,  $H$  – водород,  $Cu$  – медь и др.) и указывают атомный номер и массовое число:



встречаются также следующие обозначения  ${}_z X$ -а или  $X$ -а

Число нейтронов в ядре может быть легко определено по формуле:

$$n = a - Z$$

В ядрах атомов одного и того же химического элемента число нейтронов  $n$  может быть различным, а число протонов  $Z$  всегда одинаково.

Атомы, ядра которых содержат одинаковое число протонов  $Z$ , но разное число нейтронов  $n$  называют *изотопами*.

Пример: атом водорода может существовать в виде трех изотопов:

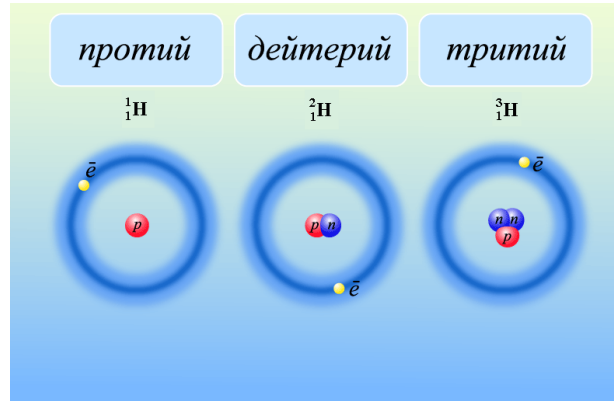


Рис. 1. Изотопы атома водорода

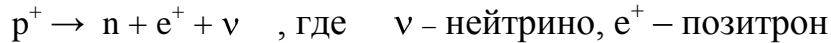
Таким образом, химический элемент водород может существовать в виде трех типов атомов различной массы (изотопов), но с одинаковым зарядом.

Практически каждый элемент периодической системы Менделеева состоит из нескольких изотопов, например:  ${}^{131}_{53}\text{I}$ ,  ${}^{133}_{53}\text{I}$ ,  ${}^{135}_{53}\text{I}$ ;  ${}^{12}_6\text{C}$ ,  ${}^{13}_6\text{C}$ ,  ${}^{14}_6\text{C}$ . Одни из этих изотопов устойчивые (стабильные), другие – неустойчивые (нестабильные, радиоактивные)

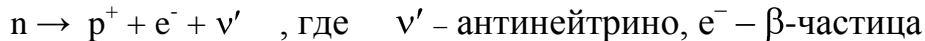
Изотопы, ядра которых со временем распадаются, называют радиоактивными или *радионуклидами*. Самопроизвольное превращение ядер, при котором испускаются частицы или гамма-кванты, называют *радиоактивным распадом*.

Это происходит, как правило, в тяжелых ядрах при взаимном превращении нейтронов и протонов.

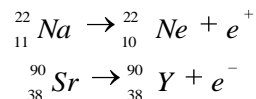
Так, при избыточном количестве протонов



при избыточном количестве нейтронов



При этом соблюдаются законы сохранения массы, энергии и заряда, например,



Особенности явления радиоактивности:

1. Радиоактивность – это самопроизвольный процесс. Он характерен для ядер радиоактивных элементов. На явление радиоактивности не влияют такие факторы как давление, температура, магнитные и электрические поля, химические реагенты.

2. В процессе радиоактивного распада выполняется закон сохранения энергии: энергия материнского ядра равна энергии продуктов распада.

3. При радиоактивном распаде атома происходит превращение атомного ядра, приводящее к изменению заряда, массы и энергетического состояния ядра.

### 1.2. Закон радиоактивного распада

Отдельные радиоактивные ядра в веществе распадаются независимо друг от друга, при этом ядерные превращения происходят не одновременно, а подчиняются экспоненциальному закону:

$$N = N_0 e^{-\lambda t},$$

где  $N_0$  – число нераспавшихся ядер в момент времени  $t = 0$

$N$  – число оставшихся радиоактивных ядер в момент времени  $t$

$\lambda$  – постоянная распада. Ее размерность –  $1/\text{с}$ . Она численно равна доле ядер, распадающихся в единицу времени. Значение  $\lambda$  является величиной постоянной для данного радионуклида и не зависит от времени распада и от количества радиоактивных ядер. Например,  $\lambda = 0,01$ . Это значит, что каждую секунду распадается 0,01 часть всех ядер. Число распавшихся радиоактивных ядер можно определить из основного закона:

$$\Delta N = N_0 - N = N_0 - N_0 e^{-\lambda t} = N_0 [1 - e^{-\lambda t}]$$

Продолжительность (длительность) существования радионуклидов обычно характеризуется периодом полураспада  $T_{1/2}$ , который также является постоянной величиной для данного вещества.

Период полураспада – это время, за которое подверглась радиоактивному распаду половина всех ядер, т.е.  $N = 1/2 \cdot N_0$ . Это значение может быть рассчитано следующим образом. В момент времени  $t = T_{1/2}$  закон радиоактивного распада примет вид:

$$1/2 \cdot N_0 = N_0 \cdot e^{-\lambda T_{1/2}}, \quad e^{-\lambda T_{1/2}} = 1/2, \quad T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0,693}{\lambda}$$

$$\text{или } \lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{0,693}{T_{1/2}}$$

$$\text{тогда } N = N_0 e^{-\lambda t} = N_0 2^{-t/T}$$

$\tau = 1/\lambda$  – среднее время жизни радиоактивного ядра

Период полураспада для разных радионуклидов может изменяться от долей секунды до многих миллиардов лет.

Активность радионуклида – это число спонтанных ядерных превращений в единицу времени. Активность изменяется с течением времени по закону радиоактивного распада

$$A = \frac{dN}{dt} = \lambda N \quad \text{или} \quad A = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$$

Наименьшей единицей активности радионуклидов (радиоактивности) является беккерель

$$1 \text{ Бк} = 1 \text{ расп/с}$$

Более крупная единица радиоактивности – кюри, которая равна радиоактивности 1 г радия  $^{226}_{88}\text{Ra}$ . В 1 грамме чистого радия, выделенного из продуктов распада урана, каждую секунду распадаются 37 млрд. ядер  $^{226}_{88}\text{Ra}$ .

Таким образом, 1 Ки равен  $3,7 \cdot 10^{10}$  распадов в секунду или  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк.

Если в радиоактивном препарате (например, в почве) содержится смесь нескольких радионуклидов, то активность препарата определяется как сумма активностей отдельных радионуклидов:

$$A = \sum_{i=1}^n A_i$$

Зависимость, описывающая закон радиоактивного распада, может быть представлена графически:

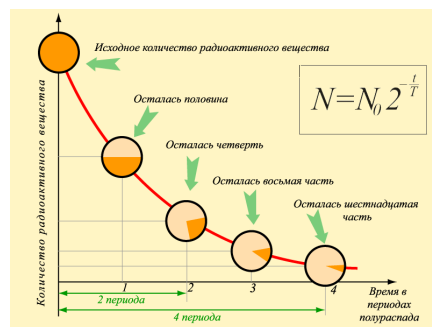


Рис. 2. Зависимость, описывающая закон радиоактивного распада

Спустя время  $T_{1/2}$ ,  $2 T_{1/2}$ ,  $3 T_{1/2}$ ,  $4 T_{1/2}$  в радиоактивном материале будет оставаться соответственно  $1/2$ ,  $1/4$ ,  $1/8$ ,  $1/16$  части нераспавшихся радионуклидов. Считают, что за период времени в 10 раз больший периода полураспада данного радиоэлемента, последний распадается практически полностью

В организме человека происходят биохимические процессы, способствующие выведению радиоактивных веществ. Для характеристики времени выведения радионуклидов используется специальный параметр – период полувыведения  $T_6$ . Это время, в течение которого выводится половина радиоактивного вещества, попавшего в организм или орган.

Эффективный период полувыведения  $T_{\text{эф}}$  характеризует одновременно и биологическое выведение и физический распад.

$$T_{\text{эф}} = \frac{T_6 \cdot T_{1/2}}{T_6 + T_{1/2}}$$

где  $T_6$  – период полувыведения за счет биохимических процессов

$T_{1/2}$  – период полураспада за счет физических процессов.

Зная, что в атомной массе  $a$  любого радионуклида содержится  $6,023 \cdot 10^{23}$  атомов (число Авогадро), можно установить связь между активностью радионуклида  $A$  и его массой  $m$

$$A = \lambda N \quad N = N_a m/a ,$$

где  $N_a$  – число Авогадро

$$A = \frac{m \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{a} \cdot \frac{0,693}{T_{1/2}} , \text{ Бк или}$$

$$A = \frac{m \cdot 6,023 \cdot 10^{23}}{a} \cdot \frac{0,693}{T_{1/2} \cdot 3,7 \cdot 10^{10}} , \text{ Ки} = 1,13 \cdot 10^{13} \text{ м}/(a \cdot T_{1/2})$$

где  $\frac{6,023 \cdot 10^{23}}{a}$  – число атомов в 1 г радионуклида,

$T_{1/2}$  – период полураспада в секундах.

Соответственно массу радионуклида можно рассчитать по формуле

$$m = a \cdot N/N_a = a \cdot A \cdot T_{1/2} / \ln 2 \cdot N_a = 8,9 \cdot 10^{-14} \cdot a \cdot A \cdot T_{1/2}$$

Из формулы легко можно получить активность 1 г любого радионуклида

$$A = 1,13 \cdot 10^{13} / a \cdot T_{1/2} , \text{ Ки,}$$

где  $T_{1/2}$  – в секундах, или

$$A = 4,17 \cdot 10^{23} / a \cdot T_{1/2} , \text{ Бк}$$

На практике часто пользуются величиной удельной активности, характеризующей активность единицы объема, единицы поверхности, единицы массы радиоактивного вещества. Называются они, соответственно: *объемная удельная активность*:  $A_v$ , Бк/м<sup>3</sup>, Бк/л или Ки/м<sup>3</sup>, Ки/л  
*поверхностная удельная активность*  $A_s$ , Бк/м<sup>2</sup> или Ки/м<sup>2</sup>, Ки/км<sup>2</sup>  
*массовая удельная активность*:  $A_m$ , Бк/кг или Ки/кг

Рассчитываются они по следующим формулам:

$$A_v = \frac{A}{V}; \quad A_m = \frac{A}{m}; \quad A_s = \frac{A}{S}$$

где  $V$  – объем исследуемого образца,  
 $S$  – площадь его поверхности,  
 $m$  – масса исследуемого образца.

### 1.3. Дозиметрические величины

Для количественной оценки действия ионизирующего излучения на облучаемый объект вводится понятие дозы. Различают экспозиционную, поглощенную и эквивалентную дозы ионизирующего излучения.

#### 1.3.1. Экспозиционная доза

Экспозиционная доза введена только для воздуха и только для квантового (например, гамма-, рентгеновское) излучения. Она характеризует поле внешнего облучения объекта – экспозицию. Экспозиционная доза характеризует энергию фотонного излучения, преобразованную в кинетическую энергию заряженных частиц в единице массы воздуха.

Экспозиционная доза – это отношение приращения суммарного заряда  $dQ$  всех ионов одного знака, образованных в воздухе под действием ионизирующего излучения в элементарном объеме к массе  $dm$  воздуха в этом объеме

$$D_{\text{эсп.}} = dQ/dm, \text{ Кл/кг}$$

1 Кл/кг – это доза гамма-излучения, при прохождении которого через 1 кг массы воздуха образуются ионы, несущие заряд в 1 Кл

Внесистемной единицей измерения экспозиционной дозы является рентген

1 Р – это единица экспозиционной дозы рентгеновского или гамма излучения. Он равен заряду, образованному в 1 см<sup>3</sup> воздуха при нормальных условиях. Масса этого объема воздуха равна 0,001293г. Нормальными условиями считаются следующие:  $T = 0^{\circ} \text{C}$ ,  $p = 760 \text{ мм рт. ст.}$  В этих условиях в воздухе при действии гамма излучения в 1 Р образуется  $2,08 \cdot 10^9$  пар ионов.

$$1 \text{ Кл/кг} = 3,876 \cdot 10^3 \text{ Р или}$$

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



Уровень радиации может изменяться во времени, поэтому на практике часто пользуются понятием мощность экспозиционной дозы.

$$P_{\text{эксп}} = dD_{\text{эксп}}/dt$$

Единицы измерения мощности экспозиционной дозы: Кл/кг с = Ампер/кг, мР/с, мР/ч, мкР/ч

По аналогии для ионизирующего излучения корпускулярной природы, т. е. альфа- и бета- частиц введен так называемый физический эквивалент рентгена ФЭР. Это внесистемная единица дозы ионизирующего излучения, при которой в воздухе образуется столько же пар ионов, как и при экспозиционной дозе гамма-излучения в 1 Р.

На практике используют для характеристики полей излучения (сколько частиц или фотонов, с какой энергией и в каком направлении приходят в каждую точку пространства) используют понятия поток ионизирующих частиц, плотность потока частиц, флюенс (перенос).

Поток ионизирующих частиц – это число частиц  $dN$ , проходящих через данную поверхность  $S$  в единицу времени:

$$F = dN/dt, \text{ частиц/с или } \text{с}^{-1}$$

Плотность потока частиц – это отношение числа частиц  $dN$ , пересекающих в единицу времени малую сферу, к площади поперечного сечения этой сферы. (Понятие малой сферы: поле излучения на поверхности этой воображаемой сферы постоянно).

В частном случае параллельного пучка частиц плотность потока равна числу частиц, пересекающих в единицу времени поверхность единичной площади, расположенную перпендикулярно к направлению распространения излучения:

$$\phi = dN/dS \text{ dt}$$

Плотность потока частиц измеряется в следующих единицах:

$$1/(\text{с м}^2); \text{ бета-частиц}/(\text{с м}^2)$$

Флюенс ионизирующих частиц – это отношение числа частиц  $dN$ , проникающих в элементарную сферу, к площади центрального сечения  $dS$  этой сферы:

$$\Phi = dN/dS,$$

размерность  $1/\text{м}^2$ ; бета-частиц/ $\text{м}^2$

### 1.3.2. Поглощенная доза

Для характеристики повреждающего действия биообъектов введено понятие поглощенной дозы.

Поглощенную дозу определяют как среднюю энергию, переданную излучением единице массы вещества:

$$D_{\text{погл}} = dE/dm \quad \text{Дж/кг или Гр (грей)}$$

1 Гр равен дозе излучения, при которой облучаемому веществу массой в 1 кг передана энергия ионизирующего излучения в 1 Дж, т. е.  $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$

Интегральная доза – это энергия, суммарно поглощенная во всем объеме объекта ( $1 \text{ Дж} = 1 \text{ Гр кг}$ ).

Внесистемной единицей поглощенной дозы служит рад

$$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад} \quad \text{или} \\ 1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр} = 100 \text{ эрг/г}$$

В отличие от экспозиционной дозы поглощенная доза определена для любых видов ионизирующего излучения и их смесей, поглощающих в любой среде.

В случае квантового (гамма-излучения) поглощенная и экспозиционная дозы не равны между собой и это видно из их определения: поглощенная доза выражает поглощенную энергию излучения, а экспозиционная – заряд ионов одного знака. Тем не менее, имеет место частный случай, когда

$$D_{\text{эксп.}} = 0,88 D_{\text{погл}}$$

Это справедливо только в условиях электронного равновесия, при котором экспозиционная доза в 1 Р соответствует поглощенной дозе равной 0,88 рад ( $1 \text{ Р} = 88 \text{ эрг/г} = 0,88 \text{ рад}$  или  $1 \text{ рад} = 1,14 \text{ Р}$ )

С целью упрощения на практике часто считают, что

$$1 \text{ Р} \approx 1 \text{ рад} \quad \text{или} \quad D_{\text{эксп.}} \approx D_{\text{погл}}$$

Тогда, измерив экспозиционную дозу в условиях электронного равновесия можно судить о поглощенной дозе. Поглощенная доза может также изменяться во времени. Тогда определяют мощность поглощенной дозы:

$$P_{\text{погл}} = dD_{\text{погл}}/dt$$

Единицы измерения: Гр/с; рад/с; Р/час и мкР/час.

При прохождении через вещество альфа- и бета- частицы сталкиваясь с атомами и молекулами вещества растрачивают свою энергию в отдельных актах ионизации, при которых образуются пары отрицательно и положительно заряженных ионов.

Полная ионизация,  $N_{\text{п}}$  – это количество пар ионов, образованных излучением на всем пути в веществе

$$N_{\text{п}} = E/\varepsilon, \quad \text{где } E \text{ – энергия излучения, эВ}$$

$\varepsilon$  – энергия образования одной пары ионов, эВ

В более плотной среде, где концентрация атомов вещества велика, столкновение ионизирующей частицы с ними, а, следовательно, и ионизация, будут происходить чаще. Для характеристики этого процесса используют понятие линейного пробега, массового пробега и слоя половинного ослабления.

Линейный пробег (ЛП),  $R$  – это путь, пройденный частицей в веществе до полной остановки. В радиационной защите – это минимальная толщина поглотителя, необходимая для полного поглощения ионизирующего излучения.

Длина пробега зависит от природы поглотителя, вида и энергии излучения. Пробег увеличивается с ростом энергии излучения, пропорционален массе частицы и обратно пропорционален квадрату ее заряда:

$$R \sim E; m; 1/q^2$$

Массовый пробег (МП),  $R_m$  – пробег частицы в единицах массы. Его рассчитывают в г/кв.см. Он связан с линейным пробегом следующим соотношением:

$$R_m = \rho R, \text{ кг/м}^2; \text{ г/см}^2,$$

где  $\rho$  – плотность поглощающего вещества, г/куб.см

Толщину поглотителя удобно определять через массовый пробег, т. к. для частиц с одинаковой энергией он имеет примерно одинаковое значение в различных веществах.

Слой половинного ослабления,  $\Delta_{1/2}$  – это толщина поглощающего вещества, уменьшающая излучение в два раза.

С биологической точки зрения важно знать не только количество ионов, образованных в единице массы вещества или биологической ткани, но и то, как распределены эти ионы по длине пути ионизирующей частицы. Для этого служит параметр, который называется линейная плотность ионизации или удельная ионизация ( $N_l$ ). Это количество пар ионов, образованных излучением на единице пути

$$N_l = N_n / R = E / \{\epsilon R\}$$

Критерием, позволяющим сравнивать различные типы излучения, служит величина потери энергии частиц на единицу длины пути или линейная передача энергии, ЛПЭ:

$$\text{ЛПЭ} = dE/dx$$

ЛПЭ – это величина, характеризующая распределение энергии, переданной веществу, вдоль трека частицы. Иными словами, это средняя энергия, теряемая заряженной частицей на единице длины ее пути в веществе.

За единицу ЛПЭ принят 1 кэВ на 1 мкм пути = 62 Дж/м

В зависимости от значения ЛПЭ все ионизирующие излучения делят на редкоионизирующие (ЛПЭ < 10 кэВ/мкм пути) и плотноионизирующие (более 10 кэВ на мкм пути). ЛПЭ зависит от вида заряженной частицы (электрон, протон, альфа-частица и т. д.), ее энергии, а также от свойств вещества – поглотителя. ЛПЭ возрастает со снижением скорости частицы, а в конце пробега – максимальна.

Чем выше значение ЛПЭ, тем больше энергии теряет частица на единице пути, тем плотнее распределены ионы и возбужденные молекулы вдоль трека и тем эффективнее относительное биологическое воздействие частиц. Иными словами, чем выше линейная плотность ионизации, тем больше повреждающее воздействие излучения при одном и том же количестве энергии ионизирующего излучения, поглощенной в единице массы вещества. Для количественно оценки этого эффекта используют коэффициент относительной биологической эффективности (ОБЭ). ОБЭ – это отношение поглощенной дозы эталонного (стандартного) излучения  $D_0$ , вызывающего определенный биологический эффект, к поглощенной дозе данного излучения  $D$ , вызывающего такой же биологический эффект:

$$\text{ОБЭ} = D_0/D$$

ОБЭ служит для сопоставления биологического действия разных видов излучения и определяется в конкретных условиях радиобиологического эксперимента.

Как правило, эталоном служит рентгеновское излучение с энергией порядка 200 кэВ со средней ЛПЭ = 3 кэВ/мкм воды. Для него ОБЭ равно 1.

Коэффициент ОБЭ зависит от многих факторов: от вида и энергии ионизирующего излучения, его дозы, вида биологической ткани, содержания в ней кислорода и т. д. Значение ОБЭ определяется из эксперимента.

Регламентированной величиной ОБЭ является коэффициент качества  $K$ . Его значение для гамма и бета-излучения равно 1, для альфа-излучения 20.

С позиций радиационной опасности считают, что поглощенная доза при облучении альфа-частицами производит в теле человека такое же разрушительное воздействие, как и в 20 раз большая доза гамма-квантов или электронов.

### 1.3.3. Эквивалентная доза

Для учета поражающего действия на человеческий организм различных излучений применяют понятие эквивалентная доза.

Эквивалентная доза излучения – это произведение поглощенной в ткани дозы излучения на коэффициент качества этого излучения:

$$D_{\text{экв}} = K D_{\text{погл}}$$

Единицей эквивалентной дозы служит Зиверт. Для гамма- и бета- излучений  $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр}$ ; для альфа излучения  $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Гр}/K = 100 \text{ рад}/k = 100 \text{ бэр}/K$ .

При воздействии гамма- и бета- излучений на биологическую ткань эквивалентная доза будет равна поглощенной дозе

$$D_{\text{экв}} = D_{\text{погл}} = D_{\text{эксп}}$$

Для альфа-излучения это равенство не выполняется.

Мощность эквивалентной дозы:

$$P_{\text{экв}} = dD_{\text{экв}}/dt;$$

единицы измерения: Зв/с; бэр/час

При облучении смешанным излучением эквивалентная доза определяется как сумма произведений поглощенных доз отдельных видов излучений  $D$  на соответствующие коэффициенты качества  $K$

$$D_{\text{экв}} = \sum_{i=1}^n K_i D_{\text{погл } i}$$

Для оценки воздействия ионизирующего излучения на весь организм вводится понятие эффективной эквивалентной дозы облучения. Она определяется соотношением:

$$D_{\text{эф}} = \sum_{i=1}^n D_{\text{экв } i} W_i$$

где  $D_{\text{экв } i}$  – среднее значение эквивалентной дозы облучения в  $i$ -ом органе и ткани человека

$W_i$  – коэффициент радиационного риска или весовой множитель излучения

Эффективная эквивалентная доза измеряется в Зв. Внесистемная единица – БЭР (биологический эквивалент рада). Она позволяет сравнивать различные виды излучений по одинаковому биологическому эффекту. 1 БЭР – это поглощенная доза любого вида ионизирующего излучения, которая обладает такой же эффективностью, что и 1 рад квантового излучения со средней удельной ионизацией 100 пар ионов на 1 мкм толщины слоя воды.

Значения коэффициента радиационного риска для разных органов и тканей человеческого организма представлены в таблице

Таблица 1

**Значения коэффициента радиационного риска для разных органов и тканей человеческого организма**

Значения весовых множителей $w_i$ для различных органов и тканей			
Ткань или орган	$w_i$	Ткань или орган	$w_i$
Половые железы	0,20	Печень	0,05
Красный костный мозг	0,12	Пищевод	0,05
Толстый кишечник	0,12	Щитовидная железа	0,05
Легкие	0,12	Кожа	0,01
Желудок	0,12	Поверхность костей	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Остальные органы	0,05
Молочные железы	0,05		

Просуммировав индивидуальные дозы по группе облученных людей можно получить коллективную эффективную эквивалентную дозу. Она измеряется в человеко-зивертах (чел-Зв):

$$H_s = \sum_{i=1}^n D_{\text{ЭКВ } i} N_i$$

где  $N_i$  – число лиц, получивших эквивалентную дозу  $D_{\text{ЭКВ } i}$

Таким образом, коллективная эффективная эквивалентная доза – это сумма индивидуальных эквивалентных доз у данной группы людей. Коллективную дозу можно рассчитать для отдельного поселка, области, республики. Коллективная доза – это объективная оценка масштаба радиационного поражения.

Наиболее часто критерием при аварийной ситуации служит так называемая летальная доза (ЛД). ЛД – это доза, определяющая процент смертности после радиационного облучения. Например: ЛД<sub>50</sub> – доза, вызывающая гибель 50 % облученных; ЛД<sub>50</sub><sup>30</sup> – доза, вызывающая гибель 50 % облученных в течение 30 суток; ЛД<sub>100</sub><sup>30</sup> – доза, вызывающая гибель 100 % облученных в течение 30 суток. Кроме того, одна и та же доза, но полученная за минуту или десятилетие может оказать различное влияние на организм. Поэтому по длительности и интенсивности доз излучения при облучении различают: острое и пролонгированное (длительное), однократное и многократное облучения.

Острое – это кратковременное облучение при высокой мощности дозы, например, децигрей в минуту

Пролонгированное – облучение при низкой мощности дозы, например, доли грея в час.

Как острое, так и пролонгированное облучения могут быть однократными и многократными (фракционированными).

Предельно допустимая доза (ПДД) – определена международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) для человека как доза, которая будучи накоплена (аккумулирована) в течение длительного периода времени или получена в результате однократного облучения не вызывает отклонений в состоянии здоровья (т. е. несет малую вероятность возникновения соматических или генетических поражений).

В настоящее время после аварии на ЧАЭС принята международная норма радиационной безопасности, которая допускает дозу облучения 0,1 бэр/год, что равно 1 мЗв/год. Таким образом, за жизнь человека предельная доза накопления не должна превышать 7 бэр или 70 мЗв.

Основные радиологические величины и единицы

Величина	Наименование и обозначение единицы измерения		Соотношение между единицами
	Внесистемные	Си	
Активность нуклида, А	Кюри (Ки, Ci)	Беккерель (Бк, Bq)	1 Ки = $3,7 \times 10^{10}$ Бк 1 Бк = 1 расп/с 1 Бк = $2,7 \times 10^{-11}$ Ки
Экспозиционная доза, X, D <sub>эксп</sub>	Рентген (Р, R)	Кулон/кг (Кл/кг, C/kg)	1 Р = $2,58 \times 10^{-4}$ Кл/кг 1 Кл/кг = $3,88 \times 10^3$ Р
Поглощенная доза, D, D <sub>погл.</sub>	Рад (рад, rad)	Грей (Гр, Gy)	1 рад = $10^{-2}$ Гр 1 Гр = 1 Дж/кг
Эквивалентная доза, H, D <sub>эквив.</sub>	Бэр (бэр, rem)	Зиверт (Зв, Sv)	1 бэр = $10^{-2}$ Зв 1 Зв = 100 бэр

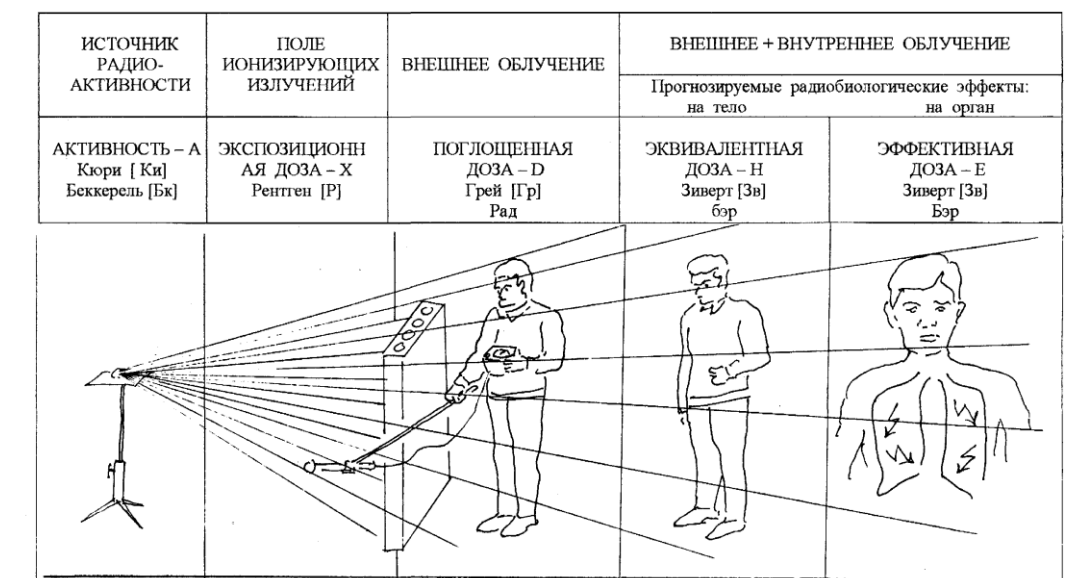


Рис. 3. Связь понятий поля, дозы, радиобиологического эффекта

#### 1.4. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом. Основные принципы защиты

Теоретической и практической основой дозиметрии являются закономерности взаимодействия ионизирующего излучения с веществом. На них основываются методы расчета защиты и методы регистрации ионизирующего излучения.

Для каждого излучения характерен свой способ взаимодействия с веществом, однако, основным итогом любого типа взаимодействия является ионизация или возбуждение атомов (молекул) вещества.

Если энергия, переданная атому или молекуле излучением, меньше энергии, необходимой для отрыва электронов, то ионизации не происходит, но могут возникнуть возбужденные атомы или молекулы. Они обладают избыточной энергией. При их переходе в основное состояние эта энергия освобождается в виде излучения, или переход возможен без излучения.

Ионизирующее излучение – это высокоэнергетическое излучение, что определяет его специфику взаимодействия с веществом. Упрощенно механизм взаимодействия можно представить следующим образом: ионизирующее излучение, проходя через вещество, взаимодействует с орбитальными электронами и ядрами атомов и теряет энергию. Потери энергии при этом обусловлены в основном следующими процессами:

- Ионизация (отрыв электрона от атома) и возбуждение (переход электронов на новый энергетический уровень) молекул и атомов поглощающей среды (ионизационные потери энергии)
- Торможение частиц в поле ядра (радиационные потери)
- Упругое рассеяние излучения на орбитальных электронах и ядрах атомов поглощающей среды. При этом первоначальные частицы не исчезают, новые частицы не возникают, а внутренняя энергия частиц не изменяется
- Ядерные реакции. В результате такого взаимодействия появляются новые частицы или исчезают первоначальные

Каждый из указанных процессов имеет определенную вероятность и определяется видом и величиной энергии излучения, с одной стороны и поглощающими свойствами среды, с другой стороны. Поглощающее же действие среды в радиационной безопасности характеризуется линейным и массовым пробегам, величиной слоя половинного ослабления.

Основной принцип защитных мероприятий – обеспечение снижения суммарной дозы от всех источников как внешнего, так и внутреннего облучения до уровня, не превышающего ПДД.

В общем случае к основным способам защиты от ионизирующего излучения относятся:

#### 1. Физические способы

- защита временем
- защита расстоянием
- защита с использованием экранов (материалов)
- средства индивидуальной защиты



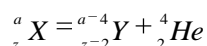
## 2. Химические способы

- радиопротекторы и радиосорбенты

## 3. Некоторые другие способы, в том числе биологические.

### *Особенности взаимодействия альфа-излучения с веществом и принципы расчета защиты от внешнего альфа излучения*

Альфа-излучение – это поток положительно заряженных частиц, имеющих скорость порядка  $10^7$  м/с. Альфа-распад наблюдается только у тяжелых радионуклидов, у которых  $a > 200$ ,  $Z > 82$ . схема альфа-распада имеет вид:



Энергия альфа частиц составляет 2–9 МэВ. При альфа-распаде массовое число уменьшается на 4 единицы, а заряд изменяется на 2 единицы. Альфа-излучение является короткопробежным и поглощается алюминиевой пластинкой толщиной до 0,05 мм. Пример – плутоний-239 – 100% альфа-излучение.

При прохождении через вещество энергия альфа-частицы в основном расходуется на ионизацию и возбуждение атомов поглощающей среды. По мере прохождения через вещество энергия частиц уменьшается и возрастает вероятность взаимодействия с электронами атомов. Поэтому вдоль трека частицы значение ЛПЭ возрастает, а ионизация достигает своего максимума в конце пробега. При этом энергия альфа-частицы уменьшается настолько, что она уже не способна производить ионизацию, и, присоединив к себе 2 электрона, превращается в атом гелия. Например, альфа-частица с энергией 4,8 МэВ в воздухе в начале пути образует около 20 000 пар ионов на 1 мм пути, в конце пути – 60 000 пар ионов. В среднем альфа-частица с энергией 7 МэВ образует  $2 \cdot 10^5$  пар ионов

Полная ионизация для альфа-частиц составляет несколько сот тысяч пар ионов. Чем больше энергия альфа-частицы, тем больше ее пробег и больше образованных пар ионов

Длина пробега зависит от ее начальной скорости, а также свойств поглощающего вещества: порядкового номера, атомного веса и плотности.

Пробег альфа частицы практически прямолинеен, т. к. большая ее масса препятствует отклонению под действием электромагнитных сил атомов вещества и составляет в воздухе несколько сантиметров (до 10 см), а в биологической ткани – не более 100 мкм.

При каждом акте ионизации альфа-частица выбивает из атома один или несколько электронов, наиболее быстрые из которых (т. е. обладающие наибольшей энергией) способны создать вторичную ионизацию.

При больших энергиях альфа-частиц в веществе протекают разнообразные ядерные реакции.

Расчет защиты от внешнего альфа-излучения достаточно прост и основан на определении максимального пробега альфа-частиц в воздухе или в любом веществе. Эмпирическим путем установлены следующие формулы:

для воздуха (при  $t = 15^{\circ}\text{C}$ ,  $p = 760$  мм рт. ст.):

$$R_{\alpha} = 0,318 E_{\alpha}^{3/2}, \text{ см} - \text{формула Гейгера}$$

для любого вещества с атомной массой  $a$ :

$$R_{\alpha} = 10^{-4} \rho^{-1} a^{1/2} E_{\alpha}^{3/2}, \text{ см} - \text{формула Брэгга}$$

Связь между двумя формулами:

$$R_{\alpha} = 5,6 \cdot 10^{-4} R_{\text{возд}} a^{0,33} \rho^{-1}$$

где  $R_{\alpha}$  – линейный пробег, см

$\rho$  – плотность вещества, г/куб см

$E_{\alpha}$  – энергия альфа-частиц

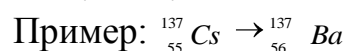
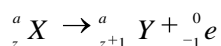
Краткими рекомендациями по защите от внешнего облучения альфа-частицами могут быть следующие:

- достаточно находиться на расстоянии порядка 10 см от источника альфа-излучения
- специальных средств индивидуальной защиты не требуется: одежда, халаты, перчатки практически полностью защищают от внешнего альфа-излучения.

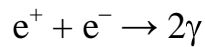
Реальную опасность альфа-частицы представляют при попадании внутрь организма, где происходит непосредственный контакт излучения с тканями желудочно-кишечного тракта, верхних дыхательных путей, легких и др. В этой связи защита от внутреннего облучения альфа-радионуклидами должна быть направлена на предотвращение попадания их внутрь организма.

#### *Особенности взаимодействия бета-излучения с веществом и принципы расчета защиты от внешнего бета излучения*

Бета-излучение – это поток отрицательно заряженных частиц (электроны) или положительно заряженных частиц (позитроны). схема бета-распада имеет вид:



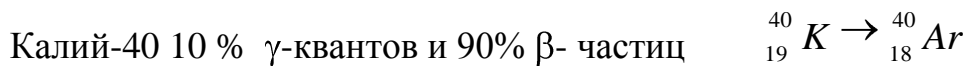
Электрон может существовать свободным неограниченно долгое время. Позитрон – порядка  $10^{-9}$  с. Он захватывает орбитальный электрон и аннигилирует, т.е. происходит образование двух гамма-квантов:



Бета-частицы легче альфа-частиц в 7000 раз, скорость бета-частиц близка к скорости света. Энергия бета-частиц находится в интервале 18 кэВ – 16 МэВ (мягкое-жесткое бета-излучения). В отличие от альфа-излучения бета-излучение имеет сплошной энергетический спектр, т. е. в пучке бета-частиц будут присутствовать частицы с энергией от 0 до максимального значения. Это объясняется тем, что в каждом акте распада энергия с разной вероятностью распределяется между испускаемыми частицами.

Бета-излучение также относят к короткопробежному, оно поглощается слоем алюминия толщиной до 3 мм

Пример – Стронций-90 – 100%  $\beta$ -излучение;



Процесс прохождения бета-частиц через вещество имеет ряд особенностей вследствие более низкой массы по сравнению с альфа-частицами. Однако, ионизационные потери бета-частиц, как и для альфа-частиц, связаны в первую очередь с ионизацией и возбуждением атомов поглотителя. Вероятность взаимодействия бета-частиц с веществом значительно меньше, чем для альфа-частиц.

### 1. ионизация

При ионизации бета-частицы выбивают орбитальные электроны, которые могут производить вторичную ионизацию, так что полная ионизация представляет их сумму. На 1 мкм пути в веществе бета-частица создает несколько сотен пар ионов. Замедленный электрон остается свободным или присоединяется к атомам и переходит в связанное состояние, а позитрон – аннигилирует. Потери энергии при ионизации зависят от плотности вещества, атомного номера и массового числа:

$$(ЛПЭ)_{\text{иониз.}} = (dE/dx)_{\text{иониз}} \sim \rho z a^{-1}$$

### 2. радиационные потери

Пролетая вблизи ядра атомов поглотителя бета-частицы тормозятся и меняют направление движения. В результате торможения энергия электронов уменьшается и испускается фотонное излучение, которое называют тормозным фотонным излучением с непрерывным спектром. оно возникает в рентгеновских трубках, в ускорителях и в веществах, окру-

жающих источники бета-излучений, в результате изменения кинетической энергии заряженных частиц.

Радиационные потери пропорциональны энергии электронов и квадрату атомного номера элемента поглотителя:

$$\begin{aligned}(\text{ЛПЭ})_{\text{рад}} &= (dE/dx)_{\text{рад}} \sim E, z^2 \\ (\text{ЛПЭ})_{\text{полн}} &= (\text{ЛПЭ})_{\text{иониз}} + (\text{ЛПЭ})_{\text{рад}}\end{aligned}$$

Для бета-частиц больших энергий ( $E > \text{МэВ}$ ) отношение радиационных потерь к ионизационным потерям определяется выражением

$$(\text{ЛПЭ})_{\text{рад}} / (\text{ЛПЭ})_{\text{иониз}} = E_{\beta} Z / 800$$

Из этого выражения следует, что при небольших значениях энергии электронов основная роль принадлежит ионизационным потерям, а при большой энергии – преобладают радиационные потери. При некоторой критической энергии

$$E_{\text{кр}} = 800/Z, \text{ тогда } (\text{ЛПЭ})_{\text{иониз}} = (\text{ЛПЭ})_{\text{рад}}$$

радиационные потери в свинце составляют  $\sim 10\%$ ,  $E_{\text{кр}} = 10 \text{ МэВ}$  в алюминии  $\sim 1,5\%$

3. Так как масса бета-частиц невелика, то для них характерен эффект рассеяния. Рассеяние происходит при соударениях с орбитальными электронами атомов вещества поглотителя. Рассеяние зависит от энергии бета-частиц и от природы поглотителя: с уменьшением энергии бета-частиц и с увеличением атомного номера вещества поглотителя расстояние увеличивается

$$(\text{ЛПЭ})_{\text{рас}} = (dE/dx)_{\text{рас}} \sim E^{-1}, Z$$

в диапазоне энергий  $10^4 - 10^6 \text{ эВ}$  вероятность упругих столкновений составляет  $5\%$ , ионизации –  $35\%$  и возбуждения –  $60\%$  в результате рассеяния в поглотителе путь бета-частиц не является прямолинейным, как в случае альфа-частиц. Истинная длина пути в поглотителе может в  $1,5-4$  раза превосходить их пробег. Траектория электрона в веществе имеет сложный вид, связанный с характером взаимодействия: вначале она прямолинейна, в конце – извилистая, ломаная.

Рассеяние бета-частиц следует учитывать при измерении бета-активных препаратов на радиометрических установках: отраженные от подложки бета-частицы попадают в регистрирующее устройство, что приводит к завышенным результатам.

4. ядерные реакции характерны только для бета-частиц с энергией более  $20 \text{ МэВ}$  (в ускорителях)

Принципы защиты от бета-излучения основаны на расчетах защиты расстоянием и защитных экранах.

1. рассмотрим расчет защиты расстоянием по максимальному пробегу  
а) в воздухе б) в веществе

при этом рассмотрим случай монохроматического пучка бета-частиц, т. е. имеющих одинаковое значение энергии

В воздухе пробег бета-частиц зависит от энергии и составляет от десятков до нескольких сотен сантиметров.

Для  $\beta$ -частиц с энергией 0,15 МэВ  $R \approx 22$  см, с энергией 1,7 МэВ  $R \approx 610$  см.

Для приблизительной оценки линейных пробегов бета-частиц в воздухе пользуются следующей формулой:

$$R_{\text{возд}} \approx 450 E_{\beta}, \text{ см}$$

Не всегда защита расстоянием эффективна от бета-излучения, тогда пользуются защитными экранами, толщину которых рассчитывают также по максимальному пробегу бета-частиц в веществе, из которого сделан экран.

Наиболее распространенным материалом для защиты от бета-излучения является алюминий. Максимальный пробег бета-частиц с одинаковой энергией в алюминии рассчитывается по следующим формулам:

$$R_{\text{ал}} = 0,15E_{\beta} - 0,0028, \text{ г/см}^2 \quad 0,03 \leq E_{\beta} \leq 0,15 \text{ МэВ}$$

$$R_{\text{ал}} = 0,407 E_{\beta}^{1,38}, \text{ г/см}^2 \quad 0,15 \leq E_{\beta} \leq 0,8 \text{ МэВ}$$

$$R_{\text{ал}} = 0,542E_{\beta} - 0,133, \text{ г/см}^2 \quad 0,8 \leq E_{\beta} \leq 3 \text{ МэВ}$$

$$R_{\text{ал}} = 0,571E_{\beta} - 0,161, \text{ г/см}^2 \quad E_{\beta} > 3 \text{ МэВ}$$

По массовому пробегу бета-частиц в алюминии  $R_{\text{ал}}$  можно рассчитать их массовый пробег в любом веществе  $R_x$ :

$$R_x = R_{\text{ал}} (Z/a)_{\text{ал}} / (Z/a)_x, \text{ г/см}^2$$

где  $Z$  – атомный номер вещества

$a$  – атомная масса

массовый пробег связан с линейным следующим соотношением:

$$R_{\text{лин}} = R_{\text{мас}} / \rho \quad \text{или} \quad R_{\text{мас}} = \rho R_{\text{лин}},$$

тогда оказывается, что пробег бета-частиц в любой среде примерно во столько же раз меньше пробега в воздухе, во сколько плотность данной среды больше плотности воздуха

$$R_x / R_{\text{возд}} = \rho_{\text{возд}} / \rho_x$$

В случае потока бета-частиц со сплошным энергетическим спектром расчет защиты с использованием экрана проводят следующим образом. Установлено, что ослабление плотности потока бета-частиц происходит постепенно, т. к. бета-частицы различной энергии будут поглощаться различными слоями поглотителя.

Ослабление плотности потока бета-частиц подчиняется экспоненциальному закону:

$$\varphi = \varphi_0 \exp(-\mu_m d) = \varphi_0 e^{-\mu d}$$

где  $\varphi_0$  – плотность потока бета-частиц, попадающих на экран (первоначальная плотность потока), бета-част/(кв. см с)

$\phi$  – плотность потока бета-частиц за слоем поглотителя толщиной  $d$   
 $\mu_m$  – массовый коэффициент ослабления, кв. см/г  
 $d$  – толщина защиты, г/кв. см

при толщине защиты, равной слою половинного ослабления  $d = \Delta_{1/2}$

$$\begin{aligned} \phi_0/2 = \phi_0 \exp(-\mu_m \Delta_{1/2}) & \quad \exp(-\mu_m \Delta_{1/2}) = 1/2 \\ \mu_m \Delta_{1/2} = \ln 2 & \quad \Delta_{1/2} = \ln 2 / \mu_m = 0,693 / \mu_m \end{aligned}$$

массовый коэффициент ослабления в алюминии может быть рассчитан из эмпирической формулы

$$\mu_m = 22/E^{1,33}_{\max\beta}, \text{ кв. см/г } (0,5 < E < 6 \text{ МэВ}),$$

тогда

$$\Delta_{1/2} = 0,032 E_{\beta} \text{ г/см}^2$$

Таким образом, для защиты от внешнего бета-излучения используют два основных принципа: расчет защиты расстоянием и защитные экраны. Расчет толщины экрана не представляет трудностей, однако необходимо учитывать тот факт, что при прохождении бета-излучения через вещество может возникать дополнительное тормозное излучение, которое существенно увеличит дозу облучения. Интенсивность тормозного излучения зависит от материала защиты и от энергии бета-излучения. Чем больше атомный номер вещества, из которого делается защитный экран, тем больше тормозное излучение. Поэтому при выборе экрана необходимо брать вещество с малым атомным номером  $Z$ , например: алюминий, оргстекло, пластмасса и др. В случае высоких энергий бета-частиц тормозное излучение наблюдается и в легких материалах. Тогда используют дополнительную защиту из тяжелых материалов.

### **1.5. Особенности взаимодействия гамма-излучения с веществом и принципы расчета защиты от внешнего гамма излучения**

Гамма-излучение – это коротковолновое (менее 0,1 нм) электромагнитное излучение. Скорость гамма-квантов равна скорости света, энергия гамма-излучения находится в интервале 10 кэВ – 5 МэВ. Процесс испускания гамма-кванта радионуклидом происходит без изменения массового числа и заряда. В этой связи гамма-излучение не является самостоятельным типом радиоактивности: возникающие в результате альфа- и бета- распадов ядра оказываются, как правило, в возбужденном состоянии, т. е. на более высоком энергетическом уровне. Это состояние не стабильное, и их переходы в основное состояние сопровождаются испусканием гамма-квантов.

Гамма-излучение обладает высокой проникающей способностью и проходит через слой свинца толщиной в несколько см. Говорят не о полном поглощении гамма-излучения, а о кратности ослабления пучка

гамма-квантов. Поэтому часто гамма-излучение называют проникающей радиацией.

Пример: Цезий – 137 10 %  $\beta$ - частиц и 90 %  $\gamma$ - квантов

Основными процессами взаимодействия гамма-излучения с веществом являются:

фотоэлектрический эффект, комптон-эффект, эффект образования пар электрон-позитрон.

### Фотоэффект

Это такое взаимодействие фотонного излучения с атомами поглощающего вещества, при котором фотон полностью отдает свою энергию орбитальному электрону

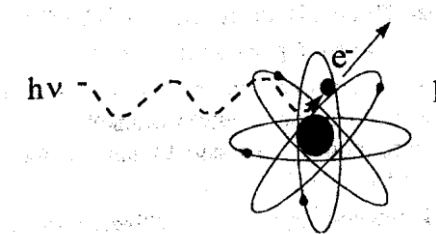


Рис. 4. Схема фотоэффекта

$$h\nu = E_{\text{связ.}} + 1/2mv^2 ; \quad h\nu > E_{\text{связ.}}$$

Фотоэффект характерен для гамма-квантов с небольшой энергией и для веществ с большим  $Z$ , т. к. ослабляется связь электронов с атомом и возрастает число электронов в атоме.

Если  $h\nu > E_{\text{связ. max}}$ , то наиболее вероятным будет испускание сильно связанных, т. е. глубинных атомных электронов.

### Комптон-эффект

Это упругое столкновение фотонного излучения с электронами внешней оболочки атома, при котором фотон передает часть своей энергии электрону и рассеивается, т. е. образуется вторичный, рассеянный фотон

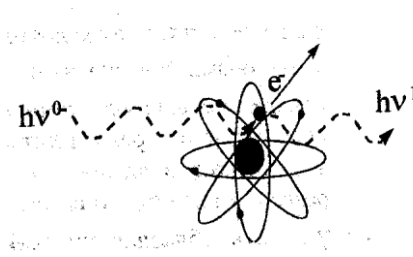


Рис. 5. Схема комптон-эффекта

$$E_{e^-} = h\nu_0 - h\nu_1 ; \quad h\nu_0 \gg E_{\text{связ.}}$$

Комптон-эффект наблюдается при энергии фотонов 0,5–10 МэВ, если поглощающая среда состоит из легких атомов, и 0,5–5 МэВ, если поглощающая среда состоит из тяжелых атомов.

Это основной процесс поглощения фотонного излучения веществом. Рассеянный, вторичный фотон может далее провзаимодействовать с атомами вещества по механизму фотоэффекта или комптон-эффекта. Многократный процесс рассеяния приводит в конечном итоге к тому, что рассеянный фотон в результате фотоэффекта поглотится атомом.

Если же энергия фотона меньше, чем энергия связи орбитального электрона, то при комптон-эффекте возможно рассеяние без удаления электрона. С ростом энергии фотонов вероятность комптоновского рассеяния убывает ( $\sim E^{-1}$ ).

#### Образование электрон-позитронной пары

Это такое взаимодействие фотонного излучения с веществом, при котором энергия фотона в поле ядра переходит в энергию массы покоя и кинетическую энергию электрона и позитрона. Ядро в соответствии с законом сохранения импульса принимает на себя часть импульса фотона:

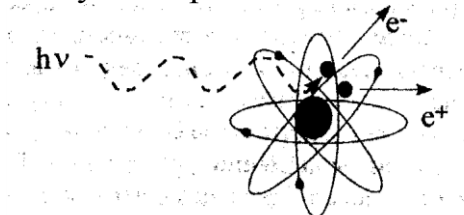
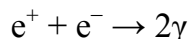


Рис. 6. Схема образования электрон-позитронной пары

$h\nu_0 = E_{e^-} + E_{e^+} + 2m_0c^2$  – двойная энергия покоя электрона  
Позитрон вскоре аннигилирует:



Энергия гамма-квантов при этом меньше 0,51 МэВ, поэтому при дальнейшем взаимодействии этих вторичных гамма-квантов пары электрон-позитрон не могут образовываться. Поглощение вторичных фотонов происходит за счет других процессов, например, фотоэффекта и комптон-эффекта.

Такое взаимодействие может происходить при энергии фотона не менее 1,02 МэВ и только в поле ядра. Возможно, такое взаимодействие с электрическим полем электрона. При этом энергия гамма кванта должна быть больше 2,04 МэВ. В основном это характерно для атомов тяжелых элементов: чем больше заряд ядра, тем больше вероятность образо-



вания пар. При энергии гамма-квантов больше 1 МэВ поглощение идет в основном за счет образования пар. При определенных условиях возможен ядерный фотоэффект.

В реальных условиях при прохождении моноэнергетического фотонного излучения через легкое вещество может иметь место одновременно не более двух эффектов: например, фотоэффект и комптон-эффект либо комптон-эффект и эффект образования пар. Для немоноэнергетического фотонного излучения могут быть характерны одновременно все три вида взаимодействия: фотоэффект, комптон-эффект и эффект образования пар.

### *Особенности защиты от гамма-излучения*

В силу волновой природы гамма-излучения расчет защиты по максимальному пробегу не годится. Защита от внешнего источника гамма-излучения осуществляется временем, расстоянием и поглощающими экранами.

#### 1. расчет защиты расстоянием и временем от гамма-излучения (при отсутствии защитных экранов).

В основе таких расчетов лежит неперевышение нормативов – ПДД и РДМД.

Экспозиционная доза и мощность экспозиционной дозы на расстоянии R см от точечного источника в отсутствие защитного экрана рассчитывается по следующим формулам:

$$D_{\text{экс.}} = A \Gamma t/R^2, P$$
$$P_{\text{экс.}} = A \Gamma /R^2, P/\text{ч},$$

где A – активность нуклида в источнике, мКи  $\Gamma$  – гамма-постоянная нуклида, P кв.см/ч мКи

t – время работы, час

R – расстояние от источника до объекта, см

1) Если нужно ограничить время работы (защита временем), чтобы не превысить ПДД и РДМД, тогда используют следующие подходы:

а) при фиксированной 36-часовой рабочей неделе персонала ограничивают мощность дозы радионуклидов, работая с минимально возможным его количеством:

Например, в качестве ПДД облучения персонала (категория А) принята эквивалентная доза 5 бэр/год. Допустимая недельная доза принята 100 мбэр, что соответствует допустимой мощности дозы

$$P_{\text{ДМД}} = \text{ПДД}/t = 100/t$$

где t – количество часов работы персонала в неделю;

при рабочей неделе t = 36 час

$$P_{\text{ДМД}} = 100/36 = 2,8 \text{ мбэр/ч} = 0,772 \cdot 10^{-6} \text{ бэр/с.}$$

Иными словами, при заданном рабочем времени источник излучения должен обеспечивать уровень радиации не выше 2,8 мбэр/ч

б) Если нет возможности уменьшить уровень радиации, необходимо ограничить время работы персонала. В этом случае пользуются формулой:

$$t_{\text{дв}} = 100 / P_{\text{изм}},$$

где  $P_{\text{изм}}$  – измеренная приборами мощность дозы, мР/ч

$t_{\text{дв}}$  – допустимое время работы, ч/неделю

2) если нужно определить минимальное безопасное расстояние (защита расстоянием), то можно использовать следующий подход.

Если принять значение поглощенной дозы для гамма излучения равным экспозиционной дозе, т. е. 1 бэр = 1 Р, тогда допустимое расстояние от точечного источника гамма-излучения, на котором может работать персонал рассчитывают по формуле:

$$R = \sqrt{(A \Gamma / P_{\text{дмд}})}$$

С другой стороны, установлено, что мощность экспозиционной дозы квантового излучения от точечного источника в вакууме изменяется обратно пропорционально квадрату расстояния. Если мощность экспозиционной дозы эталонного источника  $P_0$  определена на каком-либо известном расстоянии  $R_0$ , то мощность экспозиционной дозы от данного источника  $P_x$  на расстоянии  $R_x$  рассчитывается по формуле:

$$P_x = P_0 R_0^2 / R_x^2 \quad \text{и} \quad R_x^2 = R_0^2 P_0 / P_x$$

(точечным источником считают источник, размер которого меньше расстояния от него до облучаемого объекта не менее, чем в 10 раз). Если имеется точечный источник, создающий уровень внешней проникающей радиации  $P_0 = 100$  бэр/ч на расстоянии 1 м от него, то на расстоянии 2 м интенсивность излучения уменьшится в  $2^2 = 4$  раза и составит 25 бэр/ч, на расстоянии 3 м интенсивность уменьшится в  $3^2 = 9$  раз. Если при этом не достигается значение  $P_{\text{дмд}}$ , тогда дополнительно ограничивают время работы.

Защита временем, количеством радионуклида и расстоянием не всегда эффективно снижает дозу до предельно допустимой. Тогда применяют защитные экраны.

### 2.1. расчет толщины защитного экрана от гамма-излучения (по ослаблению потока гамма-лучей защитным экраном).

Закон ослабления гамма-излучения веществом существенно отличается от закона ослабления потока альфа- и бета-частиц. В зависимости от энергии гамма-излучения и атомного номера материала главную роль в ослаблении пучка гамма-квантов играет один из трех рассмотренных выше процессов – фотоэффект, Комптон-эффект и эффект образования

электрон-позитронной пары. Таким образом, в результате взаимодействия гамма-излучения с веществом поток гамма-лучей поглощается непрерывно с увеличением толщины поглотителя, а его интенсивность изменяется по экспоненциальному закону:

$$J = J_0 e^{-\mu d}$$

где  $J$  – интенсивность гамма-лучей на глубине  $d$  поглотителя

$J_0$  – интенсивность падающего пучка гамма-лучей

$\mu$  – полный линейный коэффициент ослабления. Он означает относительное уменьшение интенсивности пучка гамма-лучей после прохождения слоя поглотителя в 1 см или доля моноэнергетического фотонного излучения, поглощенного в веществе на единицу пути (иными словами, во сколько раз уменьшается интенсивность потока гамма-квантов на глубине поглотителя в 1 см).

Полный линейный коэффициент ослабления гамма-излучения состоит из суммы линейных коэффициентов ослабления, обусловленных фотоэффектом, комптон-эффектом, эффектом образования пар

$$\mu = \mu_{\text{фот}} + \mu_{\text{комп}} + \mu_{\text{пар}}, \text{ см}^{-1}$$

$\mu$  зависит от энергии излучения и от материала поглотителя (плотности и атомного номера):  $\mu = \mu(\rho, Z, E_\gamma)$

Величину, обратную линейному коэффициенту ослабления, называют длиной свободного пробега гамма-квантов в веществе

$$R = \mu^{-1}$$

Линейный коэффициент ослабления связан с величиной слоя половинного ослабления следующим соотношением

$$1/2 = 0,693 / \mu \text{ или } \mu = 0,693 / 1/2$$

массовые коэффициенты ослабления не зависят от плотности и определяются по формуле

$$\mu/\rho = \mu_{\text{фот}}/\rho + \mu_{\text{комп}}/\rho + \mu_{\text{пар}}/\rho, \text{ см}^2/\text{г}$$

## 2.2. расчет толщины защитного экрана от гамма-излучения

### (по слоям половинного ослабления)

Кратность ослабления потока гамма-излучения (во сколько раз необходимо ослабить) определяется из соотношения

$$k = D/D_{\text{ДД}} \quad \text{или} \quad k = P/P_{\text{ДМД}}$$

где  $D_{\text{ДД}}$  – допустимые значения дозы

$P_{\text{ДМД}}$  – допустимые значения мощности дозы

Соотношение между кратностью ослабления  $k$  и числом слоев половинного ослабления  $n$  в общем виде представлено формулой

$$k = 2^n$$

откуда

$$n = \lg k / \lg 2$$

Первый слой уменьшает интенсивность гамма-излучения в 2 раза, второй – в 4 раза, третий – в 8 раз и т. д., а n-ый – в 2 раза, т. е. толщина защиты равна

$$d = \Delta_{1/2} n$$

Для ослабления дозы излучения используются различные материалы, при выборе которых определяющими факторами являются защитные и механические свойства материалов, масса и объем. Под защитными свойствами материалов понимают их замедляющую и поглощающую способность, способность к активации под действием ионизирующего излучения; под механическими – механическую прочность, способность сохранять размеры; под химическими – стойкость к ионизирующему излучению, к химическим реагентам, огнестойкость, нетоксичность. Для защиты от гамма-излучения наиболее распространенными материалами являются свинец, железо, бетон, вода, свинцовое стекло и другие тяжелые вещества. Используют также органические соединения – парафин, полиэтилен, пластмассу, фторопласт.

Таким образом, средства защиты от гамма-излучения базируются на комбинации трех факторов: времени, расстояния, экрана.

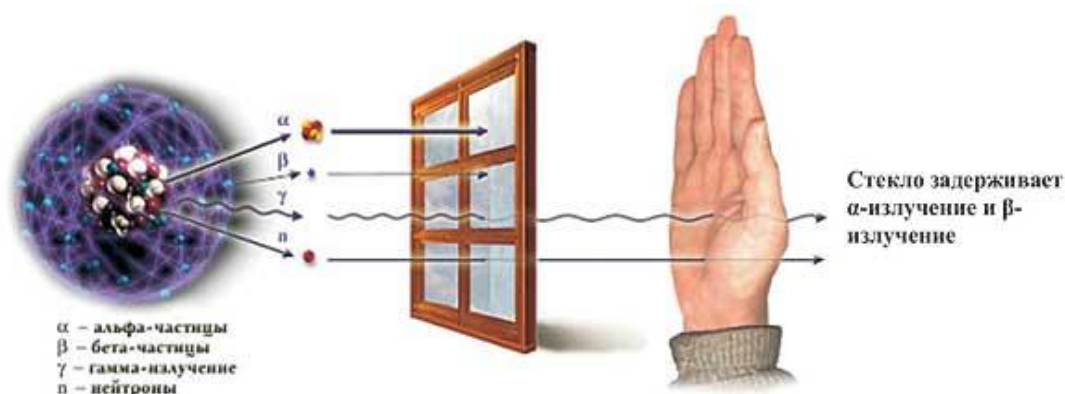


Рис. 7. Средства защиты от ионизирующих излучений

## 2. ПРИНЦИПЫ РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Известно, что радиоактивные излучения не воспринимаются органами чувств. Эти излучения могут быть обнаружены (детектированы) при помощи приборов и приспособлений, работа которых основана на физи-

ко-химических эффектах, возникающих при взаимодействии излучения с веществом.

В зависимости от конструктивных особенностей приборов и характера проведения контроля радиационной обстановки приборы делят на четыре группы:

1. приборы для индивидуального дозиметрического контроля
2. переносные приборы для группового дозиметрического контроля
3. переносные приборы для радиационного технологического контроля
4. стационарные приборы и многоканальные установки для непрерывного дистанционного дозиметрического и радиационного контроля.

В общем случае, приборы и установки, используемые для измерения или контроля ионизирующих излучений, по функциональному назначению делятся на:

дозиметры – это приборы, измеряющие экспозиционную или поглощенную дозу излучения или мощность экспозиционной или поглощенной дозы. Например, бытовые дозиметры типа ДРГ, ДБГ;

радиометры – приборы, измеряющие удельную активность радионуклидов, плотность потока ионизирующих частиц. Например, радиометр РУГ;

спектрометры – приборы, измеряющие распределение (спектр) ионизирующих излучений по энергии, времени, массе и заряду элементарных частиц по одному или более параметрам, характеризующим поля ионизирующих излучений. Например, гамма-спектрометры, с помощью которых было произведено дистанционное зондирование с самолетов и составлены карты загрязненности Cs<sup>137</sup> Республики Беларусь;

сигнализаторы – указывающие на превышение какого-либо уровня, либо указывающие на диапазон значений доз;

универсальные приборы – совмещают функции дозиметра и радиометра, радиометра и спектрометра, например, дозиметр-радиометр типа РКСБ, "Сосна".

Существуют дозиметры для измерения радиоактивности, накопившейся в человеческом теле. Они называются счетчиками излучений человека – СИЧ.

По назначению и конструкции регистрирующие устройства могут быть различными, но неотъемлемыми частями их являются следующие:

*детектор* – служит для преобразования энергии ионизирующего излучения при его взаимодействии с веществом в другие формы энергии, более удобные для регистрации (электрическую, световую, и др.)

*усилитель входных импульсов* – для усиления электрических сигналов  
*преобразующее устройство* – для преобразования электрических сигналов по амплитуде, форме, количеству и длительности

*регистрирующее устройство* – для преобразования электрического сигнала в удобную для восприятия форму, например, самописец, стрелочный прибор, цифровой или звуковой индикатор

Основным элементом любого дозиметрического или радиометрического прибора является детектор. При этом основой регистрации любого вида излучения является его взаимодействие с веществом детектора. Детектор при этом рассматривается, как устройство, на вход которого поступают ионизирующие частицы, а на выходе появляются сигналы. В зависимости от типа детектора сигналом могут быть:

- вспышки света – это сцинтилляционный детектор;
- импульсы тока – это ионизационный детектор;
- пузырьки пара – это пузырьковая камера (через перегретую жидкость проходит ионизирующая частица, и возникают пузырьки пара);
- капельки жидкости – камера Вильсона (при прохождении через перенасыщенный пар частиц происходит ионизация, а на ионах, как на центрах кристаллизации образуются капельки тумана).

Неотъемлемой частью любого детектора является чувствительный объем, в котором энергия ионизирующего излучения в процессе взаимодействия с веществом преобразуется в определенный вид сигнала. Вещество, представляющее собой чувствительный объем, может быть газом, жидкостью, твердым телом. Отсюда и получили названия соответствующие детекторы – газовые, жидкостные, твердотельные.

Для каждого вида излучения: альфа-, бета- или гамма подбирается свой подходящий детектор. При этом важное значение имеет длина свободного пробега ионизирующих частиц в веществе. Для гамма-излучающих радионуклидов подбор вещества для детектора не представляет труда. Бета-частицы поглощаются обычно 1–2 мм вещества детектора, а альфа-частицы не могут проникнуть более чем на несколько микрон. Для их измерения необходима специальная радиохимическая обработка образца – сжигание, растворение, нанесение на подложку.

На практике наибольшее распространение получили ионизационные детекторы излучений (ионизационные камеры, пропорциональные счетчики, счетчики Гейгера-Мюллера, а также коронные и искровые счетчики). Они измеряют непосредственные эффекты взаимодействия излучения с веществом – ионизацию газовой среды.

## ВОЛЬТАМПЕРНАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ГАЗОВОГО РАЗРЯДА

Вольтамперной характеристикой называется зависимость ионизационного тока от напряжения на электродах детектора при неизменной интенсивности падающего на него ионизирующего излучения

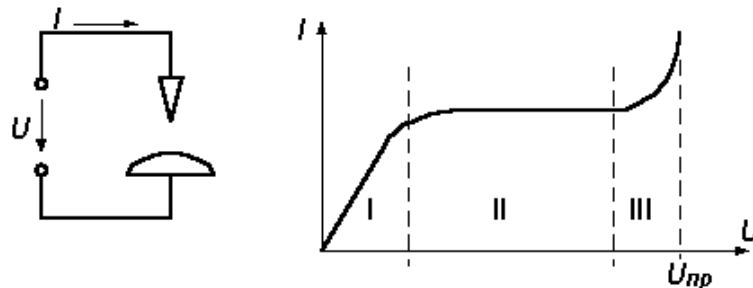


Рис. 8. Вольтамперная характеристика газового разряда

В обычных условиях газ не является проводником электрического тока, и для возникновения его в детекторе необходимо наличие электрических зарядов и напряжения, приложенного к электродам детектора.

На представленном рисунке можно выделить несколько областей.

#### I область Ома

Одна ионизирующая частица, затрачивая энергию  $E$ , создает  $N_0$  пар ионов. Заряд их будет  $q_0$ . Если за время  $t$  в объем камеры влетело  $n$  частиц, то суммарный заряд  $Q$  будет равен:

$$Q = e n N_0 = e n E/\varepsilon,$$

где  $\varepsilon$  – энергия ионизации газа

При отсутствии напряжения на электродах все ионы, созданные начальной ионизацией, практически полностью рекомбинируют в нейтральные молекулы. При возрастании напряжения ионы под действием электрического поля приобретают направленное движение: положительные ионы собираются на катоде, электроны и отрицательные ионы – на аноде.

При этом вероятность рекомбинации уменьшается. В цепи возникает ионизационный ток, который может быть зарегистрирован прибором, величина ионизационного тока растет пропорционально напряжению и служит мерой количества излучения, здесь применим закон Ома.

#### II область тока насыщения (ионизационных камер)

Начиная с некоторого напряжения  $U_n$  наступает момент, когда практически все ионы, образованные излучением, доходят до электродов. При увеличении напряжения ионизационный ток не возрастает, а область  $U_n$ -  $U_n$  называют областью тока насыщения. В этом режиме работают ионизационные камеры.

Ток насыщения определяется по формуле:

$$I_n = N V e, \text{ где}$$

$N$  – число пар ионов, образующихся в 1 секунду в  $1 \text{ см}^3$  камеры

$V$  – рабочий объем камеры

$e$  – заряд электрона

### III область пропорциональности

Если каждая созданная первичной частицей пара ионов на пути к электродам образует  $N$  новых пар ионов, то общий заряд  $Q'$  каждого знака, возникающий в объеме в результате пролета одной частицы будет:

$$Q' = K e E/\epsilon,$$

где  $K$  – коэффициент газового усиления

При дальнейшем увеличении напряжения  $U_{\text{п}} - U_{\text{оп}}$  сила ионизационного тока вновь начинает возрастать, т. к. ионы, образованные излучением приобретают при движении к электродам ускорение, достаточное для того, чтобы самим производить ионизацию вследствие соударений с атомами и молекулами газовой среды детектора (газовое усиление). Такой механизм образования дополнительных зарядов в результате вторичной ионизации называют ударной ионизацией.

Чем больше напряжение, тем большую энергию приобретают ионы, и, следовательно, тем больше пар ионов они создают в процессе ударной ионизации. Это так называемое лавинообразное размножение зарядов. В этой области существует строгая пропорциональность между числом первично образованных ионов и общей суммой ионов, участвующих в создании ионизационного тока (область пропорциональности). В этом режиме работают пропорциональные счетчики.

Размножение зарядов в газе характеризуется коэффициентом газового усиления  $K$ , который равен отношению ионизационного тока в газе  $I_{\text{г}}$  к току насыщения  $I_{\text{н}}$ :

$$K = I_{\text{г}} / I_{\text{н}}$$

Коэффициент газового усиления является постоянной величиной для данного детектора. Он зависит от природы газа-наполнителя, его давления, напряжения на электродах детектора и от конструктивных особенностей детектора. С увеличением напряжения коэффициент газового усиления в области пропорциональности растет по нелинейному закону от 1 до  $10^4$ .

Для ионизационных камер значение  $K$  равно 1.

### IV. область ограниченной пропорциональности.

При дальнейшем увеличении напряжения  $U_{\text{оп}} - U_{\text{г}}$  строгая пропорциональность между числом первично образованных ионов и силой ионизационного тока нарушается. Эта область получила название ограниченной пропорциональности.



При одном и том же напряжении коэффициент газового усиления для альфа- и бета-частиц различен, поэтому обе кривые не идут параллельно.

Область ограниченной пропорциональности практически не используется для регистрации ионизирующих излучений.

#### V. область Гейгера

При еще больших значениях напряжения сила ионизационного тока уже не зависит от числа первично образованных пар ионов. Газовое усиление настолько возрастает, что при появлении в камере хотя бы одной ядерной частицы любой энергии происходит вспышка самостоятельного газового разряда, который охватывает всю камеру детектора. Отметим, что в области пропорциональности – газовый разряд охватывает небольшую часть детектора.

Область напряжений  $U_r - U_{nr}$ , при которых в детекторе возникает самостоятельный разряд, называют областью Гейгера. В этом режиме работают счетчики Гейгера-Мюллера.

#### VI. область коронного разряда

Если дальше увеличивать напряжение, то детектор перейдет в область постоянного коронного разряда.

### Полупроводниковые детекторы

Полупроводниковые детекторы основаны на способности ионизирующего излучения изменять проводимость полупроводников.

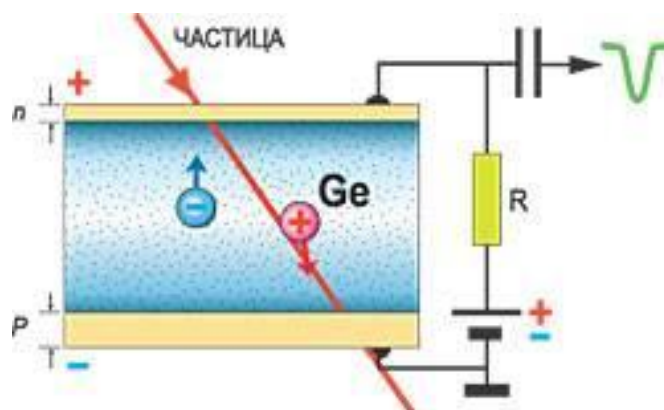


Рис. 9. Полупроводниковый детектор

Практически полупроводниковые детекторы ионизирующих излучений представляют собой твердотельную ионизационную камеру, в которой роль носителей электрических зарядов выполняют электроны и так называемые дырки, т. е. вакантные места. Иными словами действие полупроводниковых детекторов основано на свойствах полупроводников проводить электрические импульсы под действием ионизирующего излучения.

Эффективность полупроводниковых детекторов в несколько раз выше ионизационных, т. к. удельная ионизация их ниже. Плотность вещества полупроводникового детектора в тысячи раз больше плотности газа или воздуха, поэтому их габариты в несколько раз меньше ионизационных. Толщина рабочего слоя полупроводникового детектора может составлять десятки или сотни мкм, а полезная площадь – около 1 кв. см.

К недостаткам можно отнести изменение электропроводности при нагревании, что требует охлаждения полупроводниковых детекторов, например, жидким азотом. Этот недостаток может быть использован в комбинированных детекторах на основе термолюминесцентных кристаллов.

Так, под воздействием ионизирующего излучения в термолюминесцентном кристалле возникают свободные электроны, которые захватываются дефектами решетки. Постепенно в так называемых центрах захвата накапливается энергия. Стоит нагреть кристалл, он начинает светиться, отдавая накопленную энергию. Фотоэлектронный умножитель переводит слабое свечение в ток, который легко измерить и судить об уровне дозы.

### Люминесцентные детекторы

Люминесцентные методы регистрации ионизирующих излучений основаны на способности ионизирующего излучения возбуждать молекулы и атомы среды. Переход молекул и атомов из возбужденного состояния в основное происходит с испусканием света (видимого или ультрафиолетового). Вещества, в которых происходит люминесценция, называют люминофорами (сцинтилляторами). В сцинтилляционных детекторах происходит преобразование энергии ионизирующего излучения в световую вспышку. Световые вспышки с помощью электронных устройств преобразуются в электрический сигнал, который усиливается фотоэлектронным умножителем (ФЭУ). ФЭУ совмещает свойства фотоэлемента и усилителя тока с большим коэффициентом усиления  $10^6$ – $10^9$ .

Ионизирующее излучение, взаимодействуя с веществом сцинтиллятора создает в нем вспышки света. Часть фотонов света через светопровод попадает на фотокатод ФЭУ и вырывает из него фотоэлектроны, которые проходят через фокусирующую диафрагму и ускоряются электрическим полем, существующим между умножающими электродами (динодами). Каждый ускоренный электрон, тормозясь в диноде, выбивает из него несколько вторичных электронов, которые благодаря специальной геометрии динода направляются на последующий динод. Таким образом, каждый электрон, поглощенный в сцинтилляторе формирует лавину электронов, в результате чего происходит преобразование очень слабых световых вспышек, в регистрируемый импульс тока в анодной цепи ФЭУ.

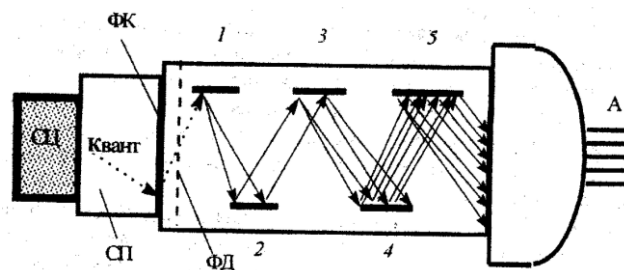


Рис. 10. Люминесцентный детектор

К методам регистрации излучений, основанных на вторичных эффектах взаимодействия с веществом относятся фотографический, калориметрический и химический.

### Фотографический метод

Исторически был первым способом обнаружения ядерных излучений, позволившим открыть радиоактивность: он основан на том, что излучение, взаимодействуя с галогенидами серебра  $\text{AgBr}$  или  $\text{AgCl}$  фотоэмульсии, восстанавливает металлическое серебро подобно видимому свету. Затем восстановившееся серебро проявляется в виде почернения.

Фотоэмульсия наносится тонким слоем на твердую подложку из стекла (фотопластинка), целлулоида (фотопленка), бумаги (фотобумага).

Степень почернения фотоэмульсии (фотопластинки) пропорциональна дозе излучения. Ее регистрируют с помощью приборов – денситометров. На этом принципе основан получивший широкое распространение индивидуальный дозиметрический фотоконтроль для лиц, работающих с бета- и гамма излучением,

Фотоэмульсионный метод регистрации ионизирующих излучений имеет ряд преимуществ перед другими методами: пленки могут длительное время сохраняться как документ; дозиметры имеют малые размеры; возможна регистрация нескольких типов излучений; низкая стоимость.

### Калориметрические методы

Калориметрические методы основаны на том, что ионизирующее излучение несет энергию, которая поглощается веществом и превращается, в конечном итоге, в тепло, количество которого можно измерять с помощью прибора.

Количество тепла, соответствующее полному поглощению излучения от радиоактивного препарата, пропорционально его активности. Калориметрический метод позволяет непосредственно измерить переданную веществу энергию излучения, а поэтому определить поглощенную дозу излучения в этом веществе.

## Химические методы

Химические методы основаны на необратимых химических изменениях в некоторых веществах под действием ионизирующих излучений. В результате этого облучаемая среда может изменить оптическую плотность, цвет, выделяется газ и т. д. Применение химических методов дозиметрии связано с измерением больших доз – от десятков до нескольких тысяч рад.

В дозиметрической практике используют жидкие, твердые и газообразные химические вещества. На их основе и созданы жидкие, твердые и газообразные дозиметры.

Широкое распространение получил ферросульфатный дозиметр, основанный на окислении под воздействием излучений двухвалентного иона железа  $Fe^{2+}$  в трехвалентный ион  $Fe^{3+}$ , количество которого и служит мерой поглощенной энергии ионизирующего излучения. При поглощении 100 эВ энергии излучения образуется 15,6 ионов  $Fe^{3+}$ . Концентрацию образовавшихся ионов в молях на литр раствора определяют на спектрофотометре.

Ферросульфатный метод отличается высокой точностью, а также быстротой определения дозы. Погрешность измерения – до 2 %.

Химические *жидкие* дозиметры представляют собой запаянные стеклянные ампулы, наполненные специально подобранными растворами, которые меняют окраску при определенной дозе. Для определения дозы ионизирующего излучения используют набор эталонов окрасок, соответствующих определенным дозам, или спектрофотометр.

*Твердые* химические дозиметры изготавливают на основе полимерных пленок и стекол. Так, например, некоторые прозрачные пластмассы: полистирол, полиметилметакрилат и др., а также некоторые сорта стекол: фосфатные, стекла, активированные серебром, темнеют под воздействием бета- и гамма- излучений.

В зависимости от величины дозы излучения может происходить окрашивание некоторых полимерных пленок. Например, пленки из поливинилхлорида с увеличением дозы окрашиваются сначала в зеленый, затем в желтый, янтарно-коричневый и красно-коричневый цвета.

В *газовых* химических дозиметрах под действием ионизирующего излучения образуются газообразные продукты или происходит полимеризация вещества.

Примером газового дозиметра может служить тонкостенный кварцевый сосуд, заполненный закисью азота  $N_2O$ . Под действием бета- или гамма-излучения в диапазоне доз  $10^6$ – $10^9$  рад образуются газообразные продукты: азот  $N_2$ , кислород  $O_2$ , и двуокись азота  $NO_2$ , содержание которых определяют обычными химическими методами.

### Биологические методы

Величину дозы оценивают по уровню летальности живых организмов, степени лейкемии, количеству хромосомных аберраций, изменению окраски и гиперемии кожи, выпадению волос и др. биологическим характеристикам.

Биологические методы не очень точны и менее чувствительны по сравнению с физическими методами. Однако они незаменимы в случае определения ОБЭ тяжелых частиц с большой энергией, а также при учете индивидуальных различий радиочувствительности.

### Расчетные (математические) методы

В расчетных методах дозу излучения определяют путем математических вычислений. Это единственно возможный метод для определения дозы от инкорпорированных радионуклидов.

Математические методы широко применяют для определения поглощенной и интегральной доз, исходя из экспозиционной и терапевтической доз от закрытых радиоактивных препаратов.

## **3. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ**

Изучение влияния ионизирующего излучения на организм начинается с изучения результатов его воздействию на отдельную клетку.

Выделяют 2 типа гибели облученных клеток:

1. немитотическая или интерфазная гибель – облучение может вызвать прекращение всех обменных процессов (метаболизма) или даже разрушение клеток. Это происходит при больших дозах ионизирующей радиации.

2. митотическая или репродуктивная гибель клетки – облучение низкими дозами может привести к подавлению способности клеток делиться.

При исследовании зависимости доли погибших клеток от дозы облучения обнаружено, что гибель облученных клеток происходит уже при самых малых дозах облучения. С увеличением дозы – увеличивается число погибших клеток. Однако, даже при большой дозе облучения некоторое число клеток сохраняет жизнеспособность.

Так, выживаемость облученных клеток убывает с увеличением дозы по экспоненциальному закону и ее зависимость от дозы облучения описывается уравнением

$$S = \exp \{-D/D_0\}, \text{ где}$$

$S$  – выживаемость,  $D$  – доза облучения,  $D_0$  – доза облучения, при которой количество клеток снижается в  $e$  раз

Выживаемость многих организмов в области малых доз облучения убывает медленнее, чем в области больших. Такой тип кривой «выживаемость-доза облучения» описывается уравнением

$$S = 1 - \{1 - \exp(-D/D_0)\}^n$$

$n$  – экстраполяционное число кривой выживаемости, определяемое по пересечению линейного участка кривой выживаемости с осью координат

Клетки организма даже в пределах одной ткани имеют различную чувствительность к радиации. Это зависит от их стадии развития, возраста и функционального состояния. Компоненты самой клетки обладают различной радиочувствительностью, а наибольшей чувствительностью к радиации обладает клеточное ядро.

В механизме биологического действия ионизирующих излучений на живые объекты условно можно выделить следующие этапы:

1. первичные физические явления (рассмотрен в разделе «Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом» – это поглощение энергии излучения атомами и молекулами биообъекта, например, клетками, тканями. В результате этого атомы и молекулы могут претерпевать возбуждение, ионизацию или диссоциацию. Длительность этого процесса  $10^{-24}$ – $10^{-4}$  с – для гамма-излучения и  $10^{-16}$ – $10^{-8}$  с – для альфа- и бета-излучения

2. радиационно-химические процессы, при которых образуются свободные радикалы, взаимодействующие с органическими и неорганическими веществами по типу окислительных или восстановительных реакций (например, радиолиз воды). Длительность этого процесса от  $10^{-7}$ – $10^{-5}$  с до нескольких часов

3. биологические реакции обуславливают функциональные и структурные изменения органов и систем, а также реакций целого организма. Они определяют, в конечном счете, механизм развития и специфику патологического процесса. Длительность этого процесса: микросекунды – минуты – часы (ранние биологические процессы, например, лучевая болезнь); годы – столетия (отдаленные биологические процессы, например, возникновение опухолей).

В основе первичных радиационно-химических изменений молекул могут лежать два механизма:

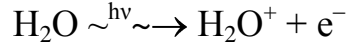
1. прямое действие, когда данная биологическая молекула испытывает изменения (ионизацию, возбуждение) непосредственно при взаимодействии с излучением

2. косвенное действие, когда молекула не поглощает энергию ионизирующего излучения, а получает ее путем передачи от другой молекулы.

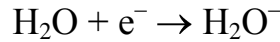
Известно, что в биологической ткани 60–70 % по массе составляет вода. Поэтому рассмотрим различие между прямым и косвенным действием излучения на примере облучения воды.

Радиолиз воды (косвенное действие радиации)

Допустим, что молекула воды ионизируется заряженной частицей, в результате чего она теряет электрон.



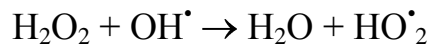
Электрон захватывается нейтральной молекулой, в результате чего образуется отрицательный ион воды



Эти ионы нестабильны и распадаются с образованием радикалов  $\text{H}^\bullet$  и  $\text{OH}^\bullet$

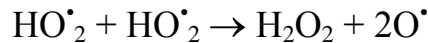
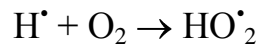


часть свободных радикалов рекомбинируют друг с другом



Считается, что эффект последующего лучевого воздействия обусловлен такими радикалами, как  $\text{H}^\bullet$ ,  $\text{OH}^\bullet$ ,  $\text{HO}_2^\bullet$

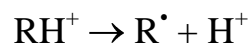
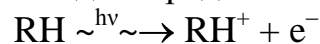
При наличии свободного кислорода в воде (тканях) может образовываться  $\text{HO}_2^\bullet$  (супероксиданионный радикал), перекись водорода и атомарный кислород:



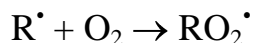
Выход радикалов уменьшается при снижении содержания кислорода в ткани. Этим объясняется кислородный эффект: при снижении содержания кислорода в ткани уменьшается эффект лучевого воздействия на человека.

В клетке ситуация значительно более сложная, чем при облучении воды, особенно если энергию поглощают макромолекулы (белки, ферменты, липиды, нуклеиновые кислоты и др.). В этом случае образуются органические перекиси, которые обладают высокой реакционной способностью.

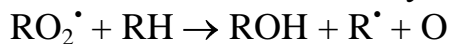
При прямом действии излучения происходит непосредственное взаимодействие ионизирующего излучения с молекулами клеток и тканей, которые превращаются в свободные радикалы:



Свободные радикалы также могут взаимодействовать с молекулами растворенного кислорода, приводя к образованию органического перекисного радикала:



При этом не важно прямым или косвенным образом биомолекула стала радикалом. При большом количестве можно получить цепную реакцию:



Оценивая биологическое действие ионизирующих излучений на организм выделяют следующие последствия облучения: *соматические, соматико-стохастические* (вероятностные), *генетические*.

В зависимости от того, какие клетки поражаются в организме, действие ионизирующего излучения на организм условно делят на соматическое и генетическое.

*Соматическое* («сома» – тело) действие ионизирующего излучения – это непосредственное или прямое действие на организм человека, подвергнувшегося облучению. Изменения наблюдаются в неполовых клетках

К соматическим эффектам условно относятся:

непосредственные ранние эффекты облучения: острая или хроническая лучевая болезнь, локальные лучевые поражения;

отдаленные последствия: сокращение продолжительности жизни, возникновение опухолей и др., проявляющиеся только спустя много месяцев или лет после облучения у самого облученного лица.

Соматическое действие ионизирующего излучения зависит от многих факторов. Определяющими являются: доза, вид ионизирующего излучения, продолжительность облучения, размеры облучаемой поверхности, индивидуальная чувствительность организма.

Генетическое действие излучения – это опосредованное действие, когда последствия облучения незаметны у человека, а проявляются у его потомков. Генетические эффекты проявляются в генетическом аппарате половых клеток и поэтому могут влиять на жизнь и здоровье последующих поколений.

Соматико-стохастические – это случайные, вероятностные эффекты. К ним относятся: сокращение продолжительности жизни, лейкозы, развитие опухолей органов и тканей.

Они характерны для малых доз радиации. Оценка их возможна лишь на основе статистических данных и тщательного анализа всего комплекса факторов, действующих одновременно с радиационным. Основным свойством стохастических эффектов является длительный латентный (скрытый) период. С уменьшением дозы и ее мощности снижается не только частота возникновения, но и скорость развития опухоли.



## Эффекты биологического действия ионизирующего излучения

1. Экспериментальным путем установлено, что эффективность биологического действия примерно пропорциональна поглощенной дозе:

Таблица 3

### Эффекты биологического действия ионизирующего излучения

Доза (Гр)	Биологический эффект
$(0,07-0,2) 10^{-2}$	естественный фон – изменений нет
$5 10^{-2}$	ПДД для профессионалов
0,05–0,1	регистрация мутаций (удвоение)
0,1–0,5 (1,0)	временная мужская стерильность
0,25	доза оправданного риска в чрезвычайных ситуациях
0,5–1,0	нарушение системы кроветворения, первичное нарушение иммунитета, учащение частоты злокачественных новообразований
3	эритема
4	ожог кожи
5	эпиляция
6	постоянная стерилизация
7	постоянная эпиляция, катаракта
1–2	иммунодефицитное состояние (пострадиационный канцерогенез), легкая форма острой лучевой болезни
2–4	средняя тяжесть лучевой болезни средняя тяжесть лучевой болезни сокращение продолжительности жизни на 3–9 лет
4–6 (ЛД <sub>50</sub> <sup>30</sup> )	костномозговая форма лучевой болезни (тяжелая форма)
6–10 (ЛД <sub>100</sub> <sup>30</sup> )	кишечная форма лучевой болезни рвота через 2 часа, летальный исход на 3–12 сутки
10–100 (10ЛД <sub>100</sub> <sup>30</sup> )	церебральная форма лучевой болезни летальный исход через 1–2 часа
2000	смерть во время облучения

2. Вид ионизирующего излучения при биологическом воздействии имеет важное значение, т. к. линейная плотность ионизации для различных видов излучения различна.

По степени радиационной опасности на первом месте стоит альфа-излучение,  $k = 20$ .

3. Реакция организма на облучение в значительной степени зависит от продолжительности облучения.

Поражающее действие ионизирующего излучения возрастает с увеличением дозы и уменьшается, если облучение производится многократно, но с перерывом.

4. Опасность биологического действия ионизирующего излучения определяется размером облучаемой поверхности.

При общем облучении дозой в 100–1000 раз превышающей летальную, человек гибнет во время облучения. Но если облучать этой дозой малые участки, как это имеет место при облучении злокачественных опухолей, то смертельные исходы не наступают.

5. Эффективность биологического действия радиации определяется видовой и индивидуальной радиочувствительностью.

6. Чувствительность организма в целом и отдельных органов человека к воздействию ионизирующего излучения различна.

Установлено, что наиболее чувствительными к радиации являются органы и ткани с интенсивно делящимися клетками. К ним относятся, например, клетки костного мозга, половые клетки, клетки крипт кишечника.

Орган, наиболее подверженный действию радиоактивного излучения, называется критическим. Орган относится к числу критических, если:

1. он накапливает наибольшее количество радиоактивного вещества
2. играет важную роль в функционировании всего организма человека
3. повреждается при поступлении радиоактивного изотопа
4. повреждается при облучении самой низкой дозой, т.е. обладает высокой радиочувствительностью.

По степени чувствительности к излучениям критические органы подразделены на 3 группы:

1. Все тело, половые железы, красный костный мозг
2. Мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталики глаз, и др. органы
3. Кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, голени, стопы

Наблюдается неравномерность распределения радионуклидов и по отдельным участкам органа.

### Характеристика лучевой болезни

Самые разнообразные проявления поражающего действия ионизирующих излучений на организм называют лучевой болезнью человека. Многообразие этих проявлений зависит, прежде всего, от вида облучения: общее или местное, внешнее или внутреннее; временного фактора: однократное, повторное, хроническое облучение; равномерности поля: равномерное или неравномерное облучение и т. п.

Лучевая болезнь может быть следствием поражающего действия ионизирующего излучения, воздействующего как извне, так и изнутри.

Различают острую и хроническую формы лучевой болезни.

*Острая форма лучевой болезни* возникает при однократном внешнем облучении большой дозой (более 1 Гр) или при попадании внутрь организма большого количества радионуклидов.

В зависимости от дозы излучения и индивидуальной радиочувствительности человека тяжесть протекания лучевой болезни может быть различной.

В течение острой лучевой болезни выделяют 3 периода:

1. Период первичной острой реакции или период формирования.

Пострадавший испытывает состояние опьянения с появлениями тошноты, рвоты, головокружения, а также слабость, учащение пульса, повышения температуры, изменение кровяного давления и состава крови.

Такое состояние продолжается от нескольких часов до 2–3 дней. При большой поглощенной дозе человек погибает в течение 1–2 дней.

2. Период восстановления или мнимого благополучия. Это скрытый, латентный период, который в зависимости от тяжести процесса может продолжаться от 2–3 дней до 2 недель.

У больного сохраняется аппетит, появляется интерес к жизни, окружающей среде, меньше жалоб на болезнь. Однако регистрируется резкое снижение количества лейкоцитов в крови и др. физиологические изменения.

3. период выраженных последствий, период исходов и последствий.

Заболевание вновь обостряется. У больного пропадает аппетит, появляется рвота, диарея, повышается температура, возникают обширные кровоизлияния под кожей, кровотечение из десен, носа. Снижается уровень лейкоцитов и эритроцитов в крови. Защитные силы (т. е. иммунитет) организма по отношению к инфекционным заболеваниям ослабевает.

3 фаза занимает 1–3 недели. Если не принять срочных мер по переливанию крови и пересадке костного мозга, человек может погибнуть.

В случае благоприятного исхода 3 период переходит в фазу раннего восстановления (длится 2–3 недели). В менее тяжелых случаях может наступить период постепенного выздоровления. Это зависит от первоначального состояния здоровья и полученной дозы. Однако полное восстановление здоровья не наступает.

Остаточные последствия болезни проявляются в виде нарушений кроветворной системы, понижении сопротивляемости к инфекциям, преждевременного старения, поседения.

Период исходов и последствий зависит от полученной дозы. При дозах более 10 Гр развивается крайне тяжелая форма болезни с очень быстрым течением и гибелью либо от кишечных, либо от костно-мозговых симптомов.

### Хроническая форма лучевой болезни

При длительном облучении организма в относительно малых дозах развивается хроническая лучевая болезнь. К ее возникновению может

привести ежедневное общее облучение 0,1–0,5 бэр (0,001–0,005 Гр) при достижении суммарной дозы 70–100 бэр (0,7–1 Гр).

Хроническая лучевая болезнь может также развиваться при длительном местном облучении и при избирательном накоплении радионуклидов в отдельных органах. При этом считают, что возникла хроническая форма лучевой болезни, если ее симптомы сохраняются устойчиво в течение более чем 6 месяцев.

4 стадии хронической лучевой болезни:

1 стадия – легкая.

Период формирования хронической лучевой болезни совпадает со временем накопления дозы облучения. На этой стадии может наступить полное выздоровление, если человек больше не будет подвергаться облучению.

Симптомы: первоначально жалоб у заболевшего нет, но при медицинском исследовании отмечаются изменения в составе крови. Затем появляются жалобы на общее недомогание, слабость, утомляемость, ухудшение аппетита, расстройство сна, сухость и шелушение кожи, ломкость ногтей.

2 стадия – средняя.

Характеризуется нарастанием всех симптомов 1 стадии, которые приобретают более яркое выражение. Больные жалуются на частые головные боли, ухудшение памяти, неприятные ощущения в области сердца, бессонницу. Появляются подкожные кровоизлияния, кровоточивость десен. Отмечаются значительные изменения в составе крови.

3 стадия – тяжелая.

Характеризуется прежде всего малообратимыми признаками заболевания. У больных отмечается резкая слабость, апатия, безразличие к окружающему, упорные головные боли с головокружением, тошнота, рвота, резкое снижение памяти с нарушением сна, резко выраженные изменения состава крови. Нередко отмечаются признаки локальных поражений: мелкие кровоизлияния в головной мозг и внутренние органы. Выздоровление на этой стадии не отмечается.

4 стадия – очень тяжелая.

На месте многочисленных кровоизлияний возникают язвы. Сопrotивляемость к инфекциям практически отсутствует. Большинство больных погибает.

Отдаленные последствия действия радиации

Особенностью лучевой болезни является то, что спустя 10–20 и более лет в, казалось бы, полностью выздоровевшем организме возникают различные изменения, которые называют отдаленными последствиями облучения.

При этом если острое лучевое поражение вызывает типичное развитие общего заболевания организма, для которого характерна определенная стадийность и многообразие признаков, то отдаленные последствия низких доз облучения не являются специфическими для радиации. Можно говорить лишь о том, что радиация стимулирует увеличение частоты заболеваемости распространенными болезнями, т. е. о снижении иммунитета и повышению восприимчивости к инфекциям.

В отдаленном периоде могут возникать 2 вида вероятностных (стохастических) эффектов:

1. Соматические эффекты облучения в неполовых клетках различных органов и тканей (возникновение опухолей)
2. Генетические эффекты за счет мутаций и других нарушений (возникновение врожденных уродств и нарушений, передающихся по наследству)

Помимо соматических и генетических эффектов к отдаленным последствиям облучения относят сокращение продолжительности жизни, возникновение катаракты, нарушение эмбрионального развития и некоторые другие.

К локальным лучевым поражениям относятся лучевые ожоги кожи (эритема), помутнение хрусталика (лучевая катаракта), выпадение волос, стерилизация и др.

#### Особенности внутреннего облучения организма

При одних и тех же количествах радиоактивных веществ внутреннее облучение во много раз опаснее внешнего. Это связано с рядом особенностей

1. Резко возрастает время облучения органов и тканей, т. к. попавшие внутрь организма радиоактивные вещества взаимодействуют с различными элементами живой ткани и медленно выводятся из нее.
2. Расстояние от источника облучения до облучаемой ткани сокращается практически до нуля, а телесный угол, при котором излучение воздействует на организм достигает 4 π.
3. Внешнее облучение воздействует на все ткани практически в равной степени, тогда как радиоактивные вещества откладываются внутри организма неравномерно и могут концентрироваться вблизи особо чувствительных к излучению и важных в жизнедеятельности органов или непосредственно в них (критические органы).
4. Наибольшая опасность внутреннего облучения связана с линейной плотностью ионизации и в первую очередь для альфа-излучения.

Существуют 4 пути, по которым радиоактивные вещества способны поступать в организм: ингаляционный – через легкие при дыхании, пер-

поральный – вместе с водой и пищей, через повреждения и порезы на коже, путем поглощения через здоровую кожу

При всасывании из желудочно-кишечного тракта радиоактивных изотопов имеет значение коэффициент всасывания (резорбции) – доля вещества, поступающего из желудочно-кишечного тракта в кровь. В зависимости от природы и химических особенностей радиоизотопа процент всасывания может быть различным.

Таблица 4

**Значения коэффициента всасывания (резорбции) для различных радиоизотопов**

Элемент	Всасывание %	Элемент	Всасывание %
Натрий	100	Полоний	6
Рубидий	100	Барий	5
Цезий	100	Рутений	3
Йод	100	Уран	3–6
Стронций	9–40–60	Иттрий	0,01
Кобальт	30	Цирконий	0,01
Магний	10	Лантан	0,01
Цинк	10	Церий	0,01
Свинец	8	Плутоний	0,01

По степени биологического действия радионуклиды, как потенциальные источники внутреннего облучения разделены на пять групп:

Таблица 5

**Распределение радионуклидов по степени биологического действия, как потенциальных источников внутреннего облучения**

Группа	Мин. значимая активность	Радионуклиды
а – радионуклиды особо высокой радиотоксичностью	0,1 мкКи	свинец-210, полоний-210 радий-226, торий-230, уран-232, плутоний-238
б – радионуклиды с высокой радиотоксичностью	1 мкКи	рутений-106, йод-131, церий-144, висмут-210, торий-234, уран-235, плутоний-241, стронций-90
в - радионуклиды со средней радиотоксичностью	10 мкКи	натрий-22, фосфор-32, сера-35, хлор-36, кальций-45, железо-59, кобальт-60, стронций-89, иттрий-90, молибден-137, сурьма-125, церий-137, барий-140, золото-16, цезий-137
г – радионуклиды с наименьшей радиотоксичностью	100 мкКи	бериллий-7, углерод-14, фтор-18, хром-51, железо-55, медь-64, ртуть-197, таллий-200
д – распространены повсеместно		тритий и его химические соединения (окись трития и сверхтяжелая вода)

Источники радиации делят на естественные и искусственные (техногенные), т. е. созданные человеком.

#### 4. ЕСТЕСТВЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ РАДИОАКТИВНОСТИ

В биосфере содержится свыше 60 радионуклидов естественного происхождения. Их делят на 2 категории: земные и космогенные. Радионуклиды **земного** происхождения в свою очередь делят на две группы:

**I. Радионуклиды, входящие в радиоактивные ряды (семейства) урана и тория.** Это 47 изотопов тринадцати элементов периодической системы

Последовательность нуклидов, каждый из которых самопроизвольно распадается и переходит в следующий до тех пор, пока не будет получен стабильный изотоп, называется радиоактивным рядом. Все нуклиды в ряде, начиная с материнского (т.е. исходного) вплоть до конечного, находятся в определенном соотношении.

В природе существует 3 радиоактивных ряда (семейства):

Урана, актиноурана и тория. Названия рядов происходит от названия радионуклида – родоначальника ряда, остальные нуклиды называют дочерними.

Ряд урана  $T_{1/2} = 4,5 \cdot 10^9$  лет;  $^{238}\text{U} \rightarrow ^{206}\text{Pb} + 8\alpha + 6\beta$

Ряд актиноурана  $T_{1/2} = 7,13 \cdot 10^8$  лет;  $^{235}\text{U}(\text{AcU}) \rightarrow ^{207}\text{Pb} + 7\alpha + 4\beta$

Ряд тория  $T_{1/2} = 1,4 \cdot 10^{10}$  лет;  $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{208}\text{Pb} + 6\alpha + 4\beta$

Общими закономерностями рядов являются:

1. Родоначальники всех рядов – долгоживущие альфа-излучающие изотопы

2. Каждый ряд имеет радиоактивный газ: радон, актинон, торон

3. Каждый ряд заканчивается стабильным изотопом свинца

**II. В природе встречаются также 17 долгоживущих изотопов, не входящих в ряды.** Из них 6 – претерпевают альфа-распад ( $^{142}\text{Ce}$ ;  $^{144}\text{Nd}$ ;  $^{147,148,149}\text{Sm}$ ;  $^{152}\text{Cd}$ ;  $^{174}\text{Hf}$ ;  $^{190,192}\text{Pt}$ ), 4 – распадаются с испусканием электронов ( $^{87}\text{Rb}$ ;  $^{115}\text{In}$ ;  $^{176}\text{Ln}$ ;  $^{187}\text{Re}$ ),  $^{40}\text{K}$  – испускает  $\beta$ -частицы и  $\gamma$ -кванты.

У них чрезвычайно большие времена полураспада  $10^{11}$ – $10^{16}$  лет. Они расплывлены повсеместно и их вклад в естественную радиоактивность невелик.

Основной вклад в естественный фон земного происхождения дает калий-40 с периодом полураспада  $1,25 \cdot 10^9$  лет

Самый распространенный в земной коре радиоактивный изотоп рубидий-87. Его среднее содержание в земной коре  $4,16 \cdot 10^{-3}$  %. Радионуклиды земного происхождения встречаются повсеместно: в земной коре, воде, воздухе.

Уровни земной радиации неодинаковы для разных мест земного шара и зависят от концентрации радионуклидов в том или ином участке земной коры.

В местах проживания основной массы населения уровень радиации примерно одного порядка, где мощность дозы облучения в среднем составляет от 0,3 до 0,6 мЗв/год.

Большую группу составляет излучение **космического** происхождения. Радиационный фон, создаваемый космическими лучами, дает чуть меньше половины внешнего облучения, получаемого населением от естественных источников радиации.

Космические лучи в основном приходят из глубин вселенной (галактическое излучение с энергией до  $10^{15}$  МэВ), некоторая часть рождается на солнце во время солнечных вспышек (энергия – до  $10^4$  МэВ). Это излучение высоких и сверхвысоких энергий называется **первичным** космическим излучением. Оно состоит в основном из ядер атомов водорода (протонов) – 92 %, альфа-частиц (7 %), нейтронов, фотонов, электронов и ядер других легких атомов (1 %).

Определенный вклад в общий поток космических частиц, падающих на поверхность земли, вносит Солнце. При резком увеличении солнечной активности возможно возрастание интенсивности космического излучения до 100 %. Это в основном, протоны, электроны, электромагнитное излучение в широком интервале длин волн от гамма-излучения до радиоволн.

Первичное космическое излучение может достигать земной поверхности, но большая часть отклоняется под влиянием геомагнитного поля (на расстоянии от 1 до 8 земных радиусов) и образует радиационные слои. Часть космического излучения взаимодействует с атмосферой, образуя так называемое вторичное излучение. В результате такого взаимодействия образуются Н-2, Н-3, Ве-7, С-14, Р-32, На-22, S-35, Cl-35, Al-26 и др. – всего около 20 радиоизотопов. Радиоуглерод и тритий являются основными источниками внутреннего облучения космогенной природы. Так примерно 99 % трития, содержащегося в природе, входит в состав молекул воды. Период полураспада 12,32 года, испускает бета-частицы.

Главными реакциями образования С-14 и Н-3 являются:



Мощность космических лучей, достигающих земной поверхности, колеблется в зависимости от **географической широты** и **высоты** над уровнем моря.



Космическое излучение представлено заряженными частицами, которые отклоняются над экватором и собираются вместе в виде своеобразных воронок в области полюсов земли. В результате их мощность минимальна в экваториальных зонах и возрастает по мере приближения к полюсам. Этим также объясняется эффект северного сияния.

Помимо этого существует большая зависимость мощности космического излучения от **высоты над уровнем моря**. На больших высотах, где разряженная атмосфера, интенсивность космического излучения выше. Так, люди, живущие на уровне моря, получают в среднем из-за космических лучей эффективную эквивалентную дозу около 300 мкЗв/год, для людей, живущих выше 2 тыс. м над уровнем моря, эта величина в несколько раз больше.

В реальности большая часть городов, где проживает основное население земли, расположено между экватором и зонами полюсов, причем, на высоте близкой к уровню моря. Средняя мощность дозы космического облучения жителей – 0,5 мЗв/год.

Внутренний радиационный фон человека зависит от многих факторов и зависит от местности, в которой он проживает, рациона питания и др. Так, в организме человека обнаружены практически все рассеянные в земной коре радионуклиды. Основной вклад в поглощенную дозу вносят калий-40, элементы радиоактивных рядов, космогенные радионуклиды.

Таблица 6

**Удельная активность пищевых продуктов, обусловленная <sup>40</sup>К**  
(естественного происхождения)

Продукт	A <sub>уд.</sub> , Бк/кг
Молоко коровье	44,4
Масло сливочное	3,7
Мясо говяжье	84
Мясо свиное	33,3
Мясо кролика	107,3
Рыба	70,3
Икра	126
Рожь (зерно)	156,1
Пшеница (зерно)	124,3
Овес (зерно)	154,7
Кукуруза	111,4
Горох	274
Лук	44,4
Фасоль	325,6
Свекла сахарная	96,2
Картофель	119,5

Капуста	135,4
Морковь	85
Огурцы	100
Клюква	44,4

В Беларуси средняя доза космического излучения составляет 0,3 мЗв/год, земного – 0,32 мЗв/год, внутреннего 0,37 мЗв/год

### Радиационный фон жилых и административных зданий

Установлено, что среди природных источников ионизирующего излучения в помещении наибольший вклад вносит **радон**, точнее его короткоживущие дочерние продукты

Радон – это невидимый, не имеющий вкуса и запаха тяжелый газ. Он тяжелее воздуха в 7,5 раз. Период полураспада 3,8 суток. В природе встречается в двух основных формах радон-222 и радон-220. В течение 1 суток 1 грамм радия – 226, излучая альфа-частицы с энергией 4,8 МэВ, выделяет 1 мм<sup>3</sup> газа радона, который также излучает альфа-частицы с энергией 55 МэВ.

Пути поступления радона внутрь помещения

1. Радон поступает в воздух жилых помещений в основном из грунта. При этом основную часть дозы человек получает в закрытом, непрветриваемом помещении.

2. Второй по значимости источник радона в воздухе помещений – его выделение из стен и перекрытий. В этом случае концентрация радона будет зависеть от состава строительных материалов

3. Источником радона в помещении может быть также система водоснабжения и природный газ. Так в воде артезианских колодцев Финляндии и США отмечаются высокие уровни радона. При обследовании домов в Финляндии оказалось, что концентрация радона в ванной комнате в среднем в три раза выше, чем на кухне и приблизительно в 40 раз выше, чем в жилых комнатах. Радон проникает также в природный газ под землей.

Таблица 7

#### Концентрация радона некоторых объектах и различных помещениях

Объект	Удельная активность, пКи/л
Хорошо вентилируемые служебные помещения	0,06–0,35
Квартиры в кирпичных домах с воздушным кондиционером	0,01–0,19
Квартиры деревянных домов	0,03–1,7
Кирпичные дома – нижние этажи	1,5–2,9
Кирпичные дома – верхние этажи	0,7–1,0
Каменные дома	2,3–5,8

Дома из шлаковых панелей	4,0–8,0
Подвальные этажи с плохой вентиляцией	3,6–7,8

В Беларуси нормативы по содержанию радона в воздухе жилых домов:

- для строящихся объектов до 100 Бк/м<sup>3</sup>;
- для ранее построенных домов до 200 Бк/м<sup>3</sup>.

## **5. ИСКУССТВЕННЫЕ (ТЕХНОГЕННЫЕ) ИСТОЧНИКИ РАДИАЦИИ**

К искусственным или техногенным источникам радиоактивности, повышающим естественный фон, относят:

1. Медицину – диагностические (рентгеновский аппарат и изотопы), лечебные процедуры и лучевая терапия.

2. Добычу и переработку ископаемых – природное топливо, например, уголь, а также получение удобрений (фосфатная руда).

3. Локальные радиоактивные загрязнения, связанные с энергетикой – сжигание угля и использование других видов энергоресурсов, например, использование подземных резервуаров пара и горячей воды для получения электроэнергии и отопления домов.

4. Ядерный топливно-энергетический цикл, начиная от добычи и транспортировки урановой руды, заканчивая захоронением радиоактивных отходов.

5. Термоядерные испытания.

6. Крупные аварии на ядерных энергетических установках, в том числе и на ЧАЭС.

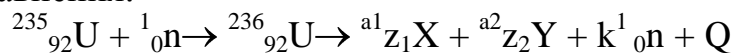
7. Потребительские товары с радиоактивными веществами.

8. Пожары на радиационно-загрязненных территориях.

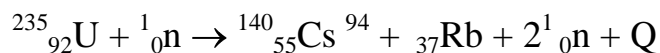
9. Другие области использования радиоактивного излучения.

Их условно можно сгруппировать в 2 группы: загрязняющие радионуклидами окружающую среду (предприятия топливно-энергетического цикла и атомная энергетика, испытания атомного оружия и промышленные ядерные взрывы, пожары на радиационно-загрязненных территориях) и не загрязняющие (медицина, потребительские товары).

Цепной процесс деления урана можно представить в виде следующего уравнения:



Например,



$k$  – число нейтронов, освобожденных в процессе деления (коэффициент размножения нейтронов)

$X$  и  $Y$  – осколки деления урана (другие хим. элементы)

$$a_1 + a_2 + k = 235 + 1;$$

$$a_2/a_1 \sim 2/3; k \sim 2-3$$

$$Z_1 + Z_2 = 92$$

Испускаемые нейтроны могут вызывать вторичную реакцию.

$k = 1$  – реакция протекает стационарно (режим работы реактора)

$k > 1$  – режим разогрева реактора или режим взрыва атомной бомбы

$k < 1$  – реакция гаснет (режим заглушенного реактора). Для поддержания стационарного процесса и управления протекающим процессом используют замедлители нейтронов (тяжелую воду, углерод в виде графита)

Цепной процесс деления урана развивается за  $10^{-7}$  с. В каждом акте деления выделяется 200 МэВ энергии. Отвести такое количество энергии каким-либо теплоносителем за время развития цепной реакции невозможно, и при достижении критической массы происходит взрыв.

Типичный ядерный реактор включает 5 обязательных элементов:

1. делящееся вещество (ядерное топливо). Обычно это уран-235, 233 или плутоний-239.

2. замедлитель. Как правило, это вода (тяжелая или обычная), графит или бериллий. Лучшим замедлителем считается тяжелая вода, затем следует графит, а потом – бериллий.

3. теплоноситель. Предназначен для отвода тепла, выделяющегося при делении ядер. В качестве теплоносителя используют обычную или тяжелую воду, воздух или инертные газы, расплавленный натрий или сплавы металлов.

4. регулирующие стержни. Выполняются из кадмия или бора и используются для обеспечения контролируемой скорости протекания реакции ядерного деления.

5. защита. Любой реактор является источником проникающей радиации. В этой связи защита требуется для обеспечения безопасности персонала. В качестве защиты используют, как правило, бетон. Важнейшей особенностью работы ядерных реакторов является активация любых веществ, находящихся в активной зоне или вблизи нее. Это связано с наличием в реакторе мощных потоков нейтронного излучения.

Можно выделить некоторые экологические проблемы, связанные с использованием атомных реакторов:

- тепловое загрязнение окружающей среды;

- разработку месторождений урана;
- обычную утечку радиоактивности;
- отработку и ликвидацию радиоактивных отходов;
- транспортировку радиоактивных отходов;
- аварии реакторов.

При работе ядерного реактора образуется большое количество самых разнообразных радиоактивных изотопов с различными периодами полураспада. Это в основном продукты деления урана, а также образующиеся в процессе захвата в реакторе атомами нейтронов (например, плутоний, америций, кюрий). Находясь в реакторе, эти радиоактивные вещества безопасны и проблемы не вызывают. Но по мере истощения ядерного топлива они должны быть удалены из реактора. Кроме того, отходы, содержащие естественные радионуклиды, могут образовываться при добыче и переработке урановых руд, а содержащие искусственные радиоизотопы – при переработке облученного топлива на радиохимических заводах.

Радиоактивные отходы могут быть твердыми и жидкими.

Твердые РАО делят на две группы:

- Слабоактивные – загрязненная одежда (перчатки, фартуки и т. п.), оборудование, т. е. все р/а отходы за исключением деталей монтажа топливных элементов и самих отработанных элементов. Источниками слабоактивных отходов являются военные установки, радиохимические заводы, больницы, медицинская аппаратура и множество промышленных устройств.

- Высокоактивные – отработанные топливные элементы, монтажные детали реакторов, отходы от переработки ядерного топлива. Переработка ядерного топлива осуществляется на специализированных заводах. Здесь осуществляется разрушение топливных элементов и растворение их в сильных кислотах, что сопровождается выделением газов и летучих продуктов деления. Которые необходимо улавливать на фильтрах.

По степени активности все жидкие радиоактивные отходы делятся на три класса:

первый класс – слабоактивные отходы, удельная активность которых не превышает  $3,7 \cdot 10^4$  Бк/л;

второй класс – отходы средней степени активности, удельная активность которых находится в пределах  $3,7 \cdot 10^4$ – $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк/л;

третий класс – высокорadioактивные отходы, удельная активность которых превышает  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк/л.

Выработаны следующие основные принципы захоронения радиоактивных отходов:

а) для небольших количеств слабоактивных отходов – разбавление и рассеивание

б) отходов средней степени активности – хранение с целью обеспечения распада короткоживущих изотопов и последующее рассеивание

в) небольших количеств высокоактивных отходов – извлечение долгоживущих изотопов с высокой токсичностью перед удалением остаточной активности

г) больших количеств высокоактивных отходов – концентрирование и хранение (путем остекловывания, бетонирования и т.п.)

Захоронение высокоактивных отходов АЭС находится в ведении правительств соответствующих государств. Как правило, высокорadioактивные отработанные продукты топлива бетонируют для последующего окончательного долгосрочного захоронения глубоко под землей в стабильных геологических структурах

#### 5. Термоядерные испытания

Любое научное открытие, как показал исторический опыт, может быть использовано во благо или во вред человеческой цивилизации. Одним из примеров является создание и применение ядерного оружия.

До 1986 года главными источниками радиоактивных загрязнений являлись радиоактивные аэрозоли, вносимые в атмосферу ядерными взрывами или предприятиями атомной промышленности, а при некоторых обстоятельствах радиоактивные отходы, сбрасываемые в гидросферу или литосферу.

Радиоактивные продукты, образующиеся в результате ядерного взрыва, представлены в основном продуктами распада урана-238 или плутония-239, не прореагировавшим ядерным горючим и радионуклидами, возникающими при взаимодействии нейтронов с ядрами элементов оболочки бомбы, воздуха, грунта.

В зависимости от времени, проходящего от момента взрыва до оседания частиц на поверхность земли, радиоактивные выпадения делятся на три типа

1. Ближние или локальные выпадения. Они представлены относительно крупными (более 100 мкм) частицами, оседающими на землю преимущественно под действием силы тяжести. Эти выпадения обычно бывают сухими, т.е. они не связаны с атмосферными осадками. Локальные выпадения начинаются сразу после взрыва и продолжаются в течение последующих 1-2 суток, охватывая по мере переноса радиоактивного облака ветром все более обширные территории. В результате локальных выпадений на поверхности земли образуется

полоса так называемых радиоактивных следов шириной в несколько десятков и протяженностью в несколько сотен километров. Крупные частицы, оседающие под действием силы тяжести, попадают непосредственно на подстилающую поверхность, в том числе и на растительный покров.

2. Промежуточные или тропосферные выпадения представлены мелкими частицами (несколько микрометров и меньше). Эти частицы формируются в тропосфере, ниже тропопаузы, на высоте 11–16 км. Период полувыведения этих частиц из тропосферы 20–30 дней.

3. Глобальные или стратосферные выпадения, состоят из частиц от нескольких сотых до десятых долей микрометра, забрасываемых в стратосферу на высоту 10–30 км. Оттуда они переносятся в тропосферу.

Таблица 8

**Время осаждения радиоактивных частиц из атмосферы**

Размер частиц, мкм	Время осаждения на расстоянии		
	2000 м	6000 м	12000 м
100	0,005 дня	0,015 дня	0,03 дня
100	0,07 дня	0,2 дня	0,42 дня
40	1,45 дня	1,35 дня	2,7 дня
20	1,8 дня	5,4 дня	10,8 дня
2	168 дней	504 дня	1000 дней
1	1,7 лет	5,1 лет	10,2 лет
0,4	8,7 лет	26 лет	52 лет
0,1	67 лет	200 лет	400 лет
0,02	530 лет	1590 лет	3180 лет

Основной вклад в ожидаемую коллективную эффективную эквивалентную дозу облучения населения от ядерных взрывов, дают четыре радионуклида: углерод-14, цезий-137, цирконий-95 и стронций-90.

#### 7. Потребительские товары с радиоактивными веществами

Некоторые потребительские товары содержат радиоактивные вещества с определенной целью. При нормальной их эксплуатации они не представляют опасности. Однако при некоторых обстоятельствах они могут оказаться небезвредными.

Торий используется в особо тонких оптических линзах.

Часто уран включали в фарфор который применяли для изготовления протезов и пломб в стоматологической практике для придания блеска искусственным зубам.

Ионизационные детекторы дыма, устанавливаемые в многоэтажных жилых и служебных зданиях за рубежом, могут стать еще одним

источником радиации в домах. Ионизационные детекторы содержат от 1 до 5 мкКи Америция-241.

В США вклад бытовых предметов в облучение людей составляет 30–40 мкЗв/год. Сюда можно также отнести светящиеся указатели входа-выхода, компасы (газообразный тритий до 7,5 ГБк), прицелы, телефонные диски, антистатические щетки для удаления пыли с пластинок и фотопринадлежностей (их действие основано на испускании альфа-частиц), люминесцентные источники света (300 МБк трития и 6 МБк прометия-147), различные электронные лампы (от 1700 кБк С-14 до 6 кБк Со-60), часы со светящимся циферблатом (содержащие радий или тритий) и др. Источниками рентгеновского излучения являются цветные телевизоры, рентгеновские аппараты для проверки багажа в аэропортах и мн. др.

#### 9. Другие области использования радиоактивного излучения

В настоящее время радиоактивное излучение используется в различных сферах человеческой деятельности:

I. Радиохимический анализ – предназначен для определения и измерения следов вещества. Для этого исследуемые вещества бомбардируются нейтронами. При этом некоторые химические элементы становятся радиоактивными. Анализируют свойства наведенной радиации и по ним характеризуют конкретный элемент.

Области применения радиохимического анализа:

- Археология. Вещи, найденные при раскопках, облучают нейтронами. Некоторые элементы, которые станут на время радиоактивными, можно будет определить по характеру испускаемых ими лучей. Это позволяет определить возраст и возможное место изготовления данного предмета, выявить подделку. Этот метод неразрушающий и более точный, чем химический.

- Судебная медицина и криминалистика.

Волос, осколок стекла или волокно от одежды, найденные на месте преступления, могут быть сопоставлены с аналогичными предметами подозреваемого. Вероятность ошибки при идентификации очень мала. Если детальный анализ двух предметов показывает идентичность наличия редких элементов, то это означает, что они имеют общий источник происхождения.

- Биохимия. Определение элементов, необходимых для живого организма в очень небольших количествах.

- Геохимия. Распределение химических элементов в земле, разведка минералов.

- Полупроводниковая технология. Требуется высокая чистота кристаллов без примесей. Контроль – с помощью радиохимического анализа.



- Медицина – стерилизация медицинского инструмента и оборудования, в первую очередь пластмассовых изделий, которые нельзя подвергать термической обработке, шовный, перевязочный материал, пластиковые одноразовые шприцы, устройства для переливания крови и т. д.

- Пищевая промышленность. Для консервирования продуктов питания, уничтожения патогенных микроорганизмов в замороженных продуктах, для подавления прорастания лука и чеснока, картофеля, для стерилизации упаковки для молока.

- Сельское хозяйство – селекция (растениеводство, животноводство). Например, семена растений облучают, в результате образуются мутанты, среди которых выбирают особи с желаемыми свойствами, т. е. осуществляют ускорение естественного отбора. Защита растений; половая стерилизация насекомых вредителей. Дезинсекция зерна от насекомых и вредителей, замедление созревания бананов, манго, др. фруктов и ягод дозами, что удобно при их транспортировке.

- Обеззараживание промышленных отходов и коммунальных стоков.

## 6. АВАРИИ НА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

К апрелю 1986 г. произошло в 14 странах мира более 100 инцидентов и аварий на предприятиях атомной энергетики различной сложности.

Таблица 9

Международная шкала ядерных событий ИНЕС

Уровень события	Характеристика события	
7	Крупная авария	Авария
6	Серьезная авария	
5	Авария с риском за пределами площадки	
4	Авария без значительного риска за пределами площадки	
3	Серьезный инцидент	Событие, важное для безопасности
2	Инцидент	
1	Аномалия	
0	Отклонение	Несущественно для безопасности

Примеры наиболее крупных аварий

- Авария 1979 г. США, Три-Майл-Аленд – 5 уровень
- Авария 1957 г. СССР, Южный Урал – 6 уровень
- Авария 1986 г. СССР, Чернобыль – 7 уровень

- Авария 2011 г. Япония, Фукусима – 7 уровень

## Авария на ЧАЭС

Авария на 4-ом энергоблоке Чернобыльской АЭС произошла 26 апреля 1986 г. в 1 час 25 минут при плановом снижении мощности и остановке реактора четвертого энергоблока. Непосредственными причинами аварии были ошибки персонала, обслуживающего реактор, и конструктивные недостатки реактора. На 4-ом энергоблоке проводился эксперимент, задачей которого была проверка, хватит ли инерционной энергии турбогенератора после внезапной остановки реактора для питания током насоса водяного охлаждения реактора в течение одной минуты пока включится аварийный дизельный генератор. Хотя задача очень важная, однако программа эксперимента была плохо подготовлена. В результате реактор был переведен в трудноуправляемый режим.

Опуская технические подробности, необходимо отметить, что большие объемы пара, скопившиеся в активной зоне, импульсный (за 4 сек) скачок мощности и высвобождения энергии обусловили 2 чередующихся друг за другом с интервалом 2–3 секунды паровых взрыва. Силой взрывов была смята основная опорная конструкция реактора, разорваны коммуникации и перевернута тысячетонная (1100 тонн) крышка реактора, обрушены крыша и стены верхней части реакторного отделения, частично обрушены покрытия машинного зала, повреждены маслопроводы. Из активной зоны в окружающую среду устремились радионуклиды. В момент аварии в активной зоне 4-го блока находилось примерно  $4 \cdot 10^{19}$  Бк радиоактивных материалов.

Нарушение целостности реактора вызвало приток воздуха, что привело к возгоранию графита (400 °С), что также сопровождалось выбросами радионуклидов. Возникло около 30 очагов пожара. Понятно, что в таких условиях система охлаждения топлива в таких условиях функционировать не могла. В последующем в результате разогрева топлива в активной зоне до температуры выше 2000 °С отмечалось повышение выброса в течение 4 дней. При этом радионуклидный состав характеризовался преимущественно выходом летучих веществ, в том числе йода, трития, радиоуглерода, в последующем – выделялись тугоплавкие элементы. Смесь продуктов деления и исходного топлива в виде аэрозолей была выброшена на значительную высоту (в первый день – на высоту до 10 км).

На раскаленную зону реактора с вертолетов сбрасывали тонны песка, доломита, бора, глины, свинца, что также приводило к увеличению аэрозольной составляющей выброса радиоактивных веществ.

Средства, которыми гасили реактор, радиационно-химически обоснованы по следующим причинам:

1. Свинец – традиционный элемент противорадиационной защиты. Легкоплавкий металл, который, как надеялись, проникнет, расплавив-

шись в узкие щели, поможет рассеять тепло, вследствие своей хорошей проводимости.

2. Соединения бора – традиционный материал для улавливания нейтронов, поддерживающих цепную реакцию.

3. Доломит, выделяющий при термическом разложении углекислый газ, который воспрепятствовал бы доступу кислорода к зоне горения.

4. Песок и глина, сбрасываемые в мешках также с вертолетов – негорючие вещества, пассивные пламегасители.

После 2-го мая вынос радиоактивных продуктов из реактора опять начал нарастать. Это обусловлено было разогревом ядерного топлива: протекание ядерных реакций сопровождалось выделением тепла, которое не отводилось в поврежденном реакторе. Были приняты экстренные меры и к 6 мая выброс из реактора резко снизился и практически завершился к концу месяца. Считается, что к 11 мая формирование радиоактивного следа практически завершилось и радиационная обстановка стабилизировалась.

Основная часть радиоактивности выпала в южных областях Белоруссии, северных областях Украины, а также в граничащих с ними областях Российской Федерации. При этом степень загрязнения была неравномерной по следующим причинам:

Во-первых, истечение струи было длительным. Взрывом 26 апреля 1986 года одномоментно выбросило лишь четверть всей поступившей впоследствии в окружающую среду радиоактивности. Остальная часть выделялась почти 10 суток, пока реактор не был заглушен. Сначала в атмосферу устремились радиоактивные газы и легкие аэрозольные частицы. Горящий графит создал такую высокую температуру, что стали испаряться и тугоплавкие радиоактивные изотопы (цирконий, барий, стронций, теллур), поэтому в разные дни в истекающей струе были разные по составу радионуклиды.

Во-вторых, менялось направление радиоактивного облака.

В-третьих, происходило неравномерное очищение атмосферы.

Радиоактивному загрязнению подверглись 14 областей бывшего Союза, в том числе 5 областей Беларуси, имеются также пятна в Краснодарском крае, в районе Сухуми и Прибалтике. При этом можно выделить 2 типа загрязнения:

1. характерен для 30-км зоны и примыкающих к ней районов на юге Гомельской области. Он определяется значительной долей труднорастворимых частиц, содержащих радионуклиды. Это частицы ядерного топлива, частицы использованного для тушения материала – силикатные, карбонатные, графитовые, битумные частицы.

2. характерен для районов, удаленных от источника загрязнения на многие десятки и сотни километров. Это районы в Могилевской, Брестской, Гродненской, Минской и на севере Гомельской области. Он определяется главным образом сконденсировавшимися на частицах атмосферной пыли и влаги газовыми радиоактивными выбросами, перенесенными на большие расстояния.

Выделены 5 зон радиационного загрязнения территории Республики Беларусь.

Таблица 10

**Зоны радиационного загрязнения территории Республики Беларусь**

Характеристика территории (зоны)	Мощность экспозиционной дозы, мР/час	Cs-137, Ки/км <sup>2</sup>	Sr-90, Ки/км <sup>2</sup>	Pu-239, Ки/км <sup>2</sup>
До аварии на ЧАЭС	2–12 10 <sup>-3</sup>	0,2	0,02	0,005
После аварии на ЧАЭС: 0. Зона безопасного проживания	< 0,02	< 1	< 0,15	< 0,01
1. Зона периодического (выборочного) контроля	< 3	1–5	0,1–0,5	0,01–0,02
2. Зона жесткого контроля с правом на отселение (обязательное отселение семей с детьми до 4 лет, беременных женщин, лиц с медицинскими показаниями, остальные – по желанию), > 1 мЗв/год	3–5	5–15: 5–10 10–15	0,5–2: 0,5–1,25 1,25–2	0,02–0,05: 0,02–0,05 0,02–0,05
3. зона последующего отселения > 5 мЗв/год	5–20	15–40	2–3	0,05–0,1
4. Зона первоочередного отселения	> 20	40–100	> 3	> 0,1
5. Зона эвакуации (в радиусе до 9 км от реактора)		> 100		

При этом исходили из того, что доза облучения человека не должна превышать 7 бэр (70 мЗв) за 70 лет жизни.

**СРАВНЕНИЕ АВАРИИ НА ЧАЭС И ВЗРЫВА АТОМНОЙ БОМБЫ.**

Часто сравнивают последствия аварии на ЧАЭС и взрыва атомной бомбы над Хиросимой. Такое сопоставление не всегда правомерно по следующим причинам.

Ядерный взрыв отличают 4 поражающих фактора:

- ударная волна
- проникающая радиация (гамма-кванты и нейтроны)

- световое излучение
- радиоактивное заражение

При аварии на ЧАЭС присутствовали 2 поражающих фактора:

- проникающая радиация (гамма-кванты и нейтроны)
- радиоактивное заражение

С другой стороны, в атомной бомбе радиоактивные осколки возникают непосредственно в момент взрыва, в результате аварии на ЧАЭС в окружающей среде рассеялись радионуклиды, накопившиеся за многие месяцы. Поэтому, хотя энергия механических разрушений не составила и стотысячной доли хиросимской бомбы, по заражению долгоживущими радионуклидами чернобыльская авария эквивалентна взрыву 200–300 бомб, сброшенных на Хиросиму.

Авария на ЧАЭС – это не одномоментный процесс. Выброс в окружающую среду продолжался не секунды, как при взрыве атомной бомбы, или часы, как при Кыштымской аварии, а несколько дней. За это время в результате сложных физико-химических процессов в поврежденном реакторе менялся состав выбросов, менялись метеорологические условия. Все это привело к пятнистой картине загрязнений.

Для аварии на ЧАЭС характерно большое количество «горячих частиц», которые образовались при пожаре четвертого блока – из горевших ТВЭЛов, материалов самого реактора и тех материалов, которыми его засыпали.

Для предотвращения выхода из разрушенного реактора радиоактивных веществ в окружающую среду был сооружен объект «Укрытие» (в просторечьи – «Саркофаг»).

Основная его часть, заключающая в себе аварийный блок, была построена к ноябрю 1986г., а вся конструкция, представляющая собой железобетонное сооружение высотой в 20-этажный дом и весом более 20 тыс. тонн, завершена в 1988 г.

1. Он оснащен контрольно-измерительной системой, обеспечивающей измерение температуры в контрольных точках объекта, измерение теплового потока с его поверхности, измерение мощности дозы гамма-излучения, определения величины вибраций внутри объекта, измерение нейтронного потока и т.п. Таким образом, за состоянием содержимого осуществляется постоянное наблюдение.

В 2000 году ЧАЭС остановлена полностью. Однако в 1–3 энергоблоках до сих пор находится ядерное топливо. Это означает, то реакторы фактически продолжают работу. К 1 сентября 2006 г. планировалось завершить работу над стабилизацией объекта «Укрытие» над 4-ым, разрушенным в 1986 г. энергоблоком. С 2009 г. на ЧАЭС осуществляются 4 основных проекта – строительство хранилища ядерных отходов, ком-

плексов для переработки твердых и жидких радиоактивных отходов, а также стабилизация объекта «Укрытие».

#### 8. Пожары на радиационно-загрязненных территориях.

Еще один путь миграции радионуклидов в биосфере – это пожары.

Площадь, на которой отмечено воздействие выбросов ЧАЭС, составляет более 20 тыс км<sup>2</sup>, только в России (по состоянию на март 1992 г.) насчитывалось 15 областей, где средняя плотность загрязнения цезием-137 выше 1 Ки/км<sup>2</sup>. Есть и другие места с повышенным радиационным загрязнением – Южный Урал, Кольский полуостров, Дальний Восток, Семипалатинск, долина реки Вилюй в Якутии.

Осевшие в лесных массивах, торфяниках радионуклиды переходят в газообразное или мелкодисперсное состояние за счет горения и образования продуктов полного или неполного сгорания, а затем поднимаются в верхние слои атмосферы на высоту до 6–12 км и могут перемещаться на большие расстояния. «Время жизни» дымного аэрозольного облака в нижней тропосфере – меньше недели, в верхней – около месяца, а в стратосфере – от года до 5 лет. Специалисты считают, что перенос с дымом пожаров – один из основных путей миграции радионуклидов.

### **7. РАДИОБИОЛОГИЯ И РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА**

В развитии радиобиологии и радиозэкологии, в частности, можно выделить 3 этапа.

Первый – связан с открытием явления радиоактивности и основан на исследовании действия ионизирующего излучения радия на животных. На этом этапе осуществляется набор эмпирических данных. Было установлено, что ионизирующее излучение может быть использовано для лечения кожных заболеваний и отдельных форм рака.

Второй – связан с испытанием ядерного оружия. Основная цель – выяснить механизм влияния больших доз ионизирующего излучения, полученных за короткое время на биосистемы, в том числе и на человека. Последствия атомной бомбардировки городов Хиросима и Нагасаки сделали актуальными решения следующих задач:

- Изучить картину и закономерности острой лучевой болезни вследствие кратковременного воздействия больших доз радиации.
- Вскрыть механизмы лучевой гибели, различий в радиочувствительности органов и тканей
- Рассмотреть ближайшие и отдаленные последствия лучевого поражения и его причины

- Исследовать генетические аспекты лучевого поражения применительно к соматическим (злокачественное перерождение) и половым клеткам (изменения в потомстве)

- Найти эффективные средства защиты от острых лучевых поражений и их лечения

Началом третьего этапа явилась авария на Чернобыльской АЭС.

Особенности аварии показали, что предыдущий гигантский опыт во многом оказывается непригоден. Возникла необходимость изучения следующих проблем:

- Малые дозы радиации – особенности биологического эффекта, механизмы поражающего и стимулирующего действия на разные живые системы

- Особенности комбинированного лучевого поражения, включающего широкий спектр радионуклидов, попадающих внутрь организма

- Взаимодействие низких уровней радиации с другими факторами (загрязнение атмосферы, воды, пищи продуктами промышленной деятельности человека, выбросами транспортных систем, тяжелыми металлами, сельскохозяйственными химикатами, курение и т. п.)

- Особенности вредного действия так называемых "горячих" частиц

- Поиск новых классов противолучевых средств, пригодных для длительного введения в организм перорально, нетоксичных и мобилизующих собственные защитные силы организма.

Радиационная гигиена может быть условно разделена на 2 большие блока: радиационная гигиена профессиональных работников и радиационная гигиена населения.

1 блок основан на нормативных и регламентирующих документах и инструкциях и носит обязательный характер

2 блок основан на научных исследованиях и анализах и носит рекомендательный характер.

### **Средства индивидуальной защиты (СИЗ)**

Применение защиты и соблюдение правил работы с радиоактивными веществами позволяет свести как внешнее, так и внутреннее облучение к малым дозам, не причиняющим заметного вреда здоровью человека.

Для защиты от внутреннего облучения организма необходимо, чтобы радиоактивные вещества не попадали на поверхность тела, в воздух рабочих помещений, на рабочее место, на инструмент и т. д.

Работа в защитной одежде, резиновых перчатках, использование приспособлений для захвата и постоянный контроль за загрязнением радиоактивностью рабочего места, применяемых в работе приспособлений, защитной одежды и воздуха соответствующими приборами позволяет сводить внутренне облучение к минимуму.



Средства индивидуальной защиты населения предназначаются для защиты от попадания внутрь организма, на кожные покровы и одежду радиоактивных веществ.

Средства индивидуальной защиты в основном делятся на средства защиты органов дыхания и средства защиты кожи

К средствам защиты органов дыхания относятся:

- противогазы, например, фильтрующие, изолирующие
- респираторы различных типов, например, Р-2, Р-2д, "лепесток", "астра" и др.
- простейшие средства защиты органов дыхания, например,
  - противопыльная тканевая маска ПТМ-1
  - ватно-марлевая повязка и др.

Применяют средства индивидуальной защиты в период выпадения радиоактивных веществ и в течение нескольких последующих суток, когда радиоактивные вещества могут попадать в воздух в результате вторичного пылеобразования, обладая при этом достаточно высокой активностью

Эффективность предметов бытового назначения, используемых вместо респираторов для экстренной защиты органов дыхания, представлены в таблице 11:

Таблица 11

**Эффективность предметов бытового назначения, используемых вместо респираторов для экстренной защиты органов дыхания**

Предмет	Число слоев	Защитная эффективность
мужской х/б носовой платок	16	17
- " - смятый	8	9
- " - влажный		
- " - сухой	1	8,5
женский х/б носовой платок	1	3,0
влажный	1	1,4
лопчатобумажная рубашка		
- " - влажная	4	2,2
- " - сухая		
платьевая ткань	4	2,7
- " - влажная		
махровое полотенце	1	2,5
туалетная бумага	1	3,0
	2	3,0
	1	2,0
	1	2,3
	1-2	4,0

### Средства защиты кожи

Прежде всего, в период выпадения радиоактивных осадков необходимо находиться в помещении. Защитные свойства зданий и сооружений от внешнего гамма-излучения представлены в таблице 12:

Таблица 12

**Защитные свойства зданий и сооружений от внешнего гамма-излучения**

МЕСТОНАХОЖДЕНИЕ	ЗНАЧЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ОСЛАБЛЕНИЯ $K = D_{\text{на воздухе}}/D_{\text{при защите}}$
на открытом воздухе	1,0
транспортные средства	1,0
деревянный дом	1,1
каменный дом	1,7
подвал деревянного дома	1,7
подвал каменного дома	2,5
большое здание служебного или промышленного типа (вдали от окон и дверей)	5 и более

Следует избегать появления на улице в сухую ветреную погоду. Одежду и обувь необходимо приспособить для защиты кожи от попадания радиоактивных веществ в местах, где нет соединения отдельных элементов одежды (воротник, нижний край куртки, брюк, юбки, соединений рукавов с печатками, нагрудный разрез), необходимо проделать следующее:

Для защиты шеи, открытых частей головы и создания герметичности в области воротника используют упрощенный капюшон, или обычный платок, кусок ткани и т.п.; брюки и рукава заправить и т. п.

Дезактивацию кожи (удаление радиоактивной пыли) проводят жидким способом: водой или водными растворами моющих средств.

При попадании радиоактивных веществ (пыли) в рот, нос и уши необходимо их промыть водой или водным раствором марганцовки.

Если радиоактивная пыль попала в рану, ее необходимо несколько раз промыть водой (рекомендуется вызвать небольшое кровотечение под струей воды, что будет способствовать более полной дезактивации)

Проводить дезактивацию жилищ: соблюдать чистоту, ежедневно проводить влажную уборку помещений; не реже одного раза в месяц мыть стены, мебель и т. д. дезактивирующими растворами (моющими средствами).

### Химические радиопротекторы

Установлено, что применение фармацевтических радиопротекторов перед облучением позволяет человеку переносить практически без

последствий воздействие дозы, превышающей летальную примерно в 2 раза. Это жизненно важно для человека, получившего дозу в диапазоне от 4 до 10 Гр, поскольку эти крайние дозы определяют жизнь или смерть человеческого организма. К тому же радиопротекторы ослабляют ранние симптомы поражения радиацией – тошноту и рвоту.

В каких случаях используют радиопротекторы.

1. В экс-СССР химические радиопротекторы предполагалось использовать на случай атомной войны.

2. Радиопротекторы используются в космонавтике на случай вспышек солнечной активности при полетах

3. Для защиты организма при лечении рака рентгеновскими лучами.

4. На атомных подводных лодках при утечках радиоактивности, в аварийных ситуациях

Все перечисленные виды радиопротекторов могут быть использованы перед облучением гамма- или рентгеновским излучением большими дозами, полученными за короткий промежуток времени. Об аварии или взрыве необходимо знать, по крайней мере, за 15–30 минут, чтобы успеть ввести необходимый препарат. При длительном же облучении использование радиопротекторов не эффективно, а иногда даже вредно

Особо следует сказать о методах химической защиты от источников ионизирующего излучения, поступивших внутрь организма.

В этом случае традиционные методы использования радиопротекторов не только малоэффективны, на частую и опасны, поскольку нуклиды, поступающие в организм, избирательно накапливаются в отдельных органах и тканях. Химическая профилактика в этом случае направлена на предотвращение или уменьшение всасывания (резорбция) радионуклидов. Основная задача в этом случае состоит также в поиске средств, способствующих ускоренному выведению радионуклидов из организма. Для этого целесообразно принимать препараты, сорбирующие радионуклиды (радиосорбенты, ионообменники), проводить промывание кишечника, осуществлять медицинские мероприятия, направленные на замену радионуклидов на стабильные изотопы, а также целый ряд санитарно-гигиенических, экологических и организационно-технических мероприятий.

Выделяют вещества природного происхождения, обладающие некоторым противолучевым действием:

- витамины
- фенольные соединения растительного происхождения
- некоторая продукция пчеловодства и др.

Экстракты элеутерококка, женьшеня, китайского лимонника могут повышать устойчивость организма, в том числе и к действию радиации.

Обнаружены радиозащитные свойства экстрактов из морепродуктов: устриц, мидий, ламинарий.

Существуют природные радиосорбенты, к которым относят, например пищевые волокна (клетчатка).

Нерастворимое волокно – целлюлоза и лигнин, источником которых являются бобовые, овощи и отруби, полученные при переработке цельного зерна. Растворимые виды волокон – пектины, камедь и гель, содержащиеся в овощах, фруктах и бобовых. Многие продукты содержат несколько видов пищевого волокна, а некоторые содержат только отдельные виды. Например, в яблоках, белокочанной и цветной капусте содержится большой процент пектина, а в зерновых и бобовых культурах много целлюлозы.

Химические соединения могут не только уменьшать степень лучевого поражения, но и увеличивать ее. Такие вещества называют радиосенсибилизаторами. В качестве примера следует привести нитраты и нитриты, в избыточных количествах содержащиеся в пищевых продуктах. К сенсбилизаторам можно отнести вещества, содержащиеся в табачном дыме при курении, а также загрязняющие атмосферу вещества, содержащиеся в выбросах автомобильного транспорта, некоторых промышленных предприятий и др.

Некоторые рекомендации по радиационной гигиене населения

1. здоровый образ жизни, направленный на повышение иммунитета, т. е. защитных сил организма:

а) избавление от вредных привычек: курения и алкоголизма

б) занятия физкультурой, спортом – каждый для себя выбирает, что ему по душе – это может быть аэробика, шейпинг и др.

в) закаливание, обливание и др. – что кому подходит больше

г) соблюдение правил личной гигиены – соблюдать чистоту жилища, тела, тщательно мыть овощи, фрукты и т.д.

2. питание должно быть полноценным, сбалансированным, регулярным, экологически чистым с достаточным содержанием белка.

3. из организма постоянно должны выводиться шлаки и токсины. Необходимо поддерживать в здоровом состоянии печень и почки и не переедать, не злоупотреблять алкоголем.

## РЕКОМЕНДУЕМАЯ ЛИТЕРАТУРА

### Основная

1. Защита населения и хозяйственных объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность : учеб. пособие. В 2 ч. Ч. 2 / И. В. Ролевич [и др.]. – РИВШ, 2014. – 188 с.
2. *Мархоцкий, Я. Л.* Основы радиационной безопасности населения : учебное пособие для студентов учреждений высшего образования / Я. Л. Мархоцкий. – 2-е изд. – Минск : Вышэйшая школа, 2014. – 223 с.
3. *Новиков, В. С.* Радиационная безопасность и здоровье населения Беларуси : монография / В. С. Новиков [и др.] ; Российская академия естественных наук, Гомельский государственный медицинский университет. – СПб. : Професионал ; Гомель, 2014. – 263 с.
4. *Бахмат, В. А.* Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность: учебно-методические рекомендации / В. А. Бахмат ; БИП – Институт правоведения. – Минск : БИП – Институт правоведения, 2014. – 179 с.
5. *Погосов, А. Ю.* Ионизирующая радиация: радиоэкология, физика, технологии, защита : учебник для студентов вузов / А. Ю. Погосов, В. А. Дубковский ; под редакцией Погосова А. Ю. – Одесса : Наука и техника, 2013. – 801 с.
6. *Наумов, И. А.* Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность : учеб. пособие для студентов учреждений высшего образования по медицинским специальностям / И. А. Наумов, Т. И. Зиматкина, С. П. Сивакова. – Минск : Вышэйшая школа, 2015. – 287 с.
7. *Бубнов, В. П.* Безопасность жизнедеятельности: в 3 ч. : пособие. – Ч. 2: Радиационная безопасность / В. П. Бубнов, В. Т. Пустовит – Минск : Амалфея, 2015. – 258 с.
8. *Саечников, В. А.* Основы радиационной безопасности: учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. – Минск : БГУ, 2002. – 183 с.
9. *Стожаров, А. Н.* Радиационная медицина: учеб. пособие / А. Н. Стожаров [и др.]; под общ. ред. А. Н. Стожарова. – 2-е изд., перераб. и доп. – Минск : МГМИ, 2002. – 143 с.

### Дополнительная

1. *Козлов, В.Ф.* Справочник по радиационной безопасности. М., АН, 1991.
2. Радиация. Дозы, эффекты, риск : пер. с англ. – М. : Мир, 1990. – 79 с.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000). Утв. Постановлением Главного государственного санитарного врача Республики Беларусь от 25.01.2000г. № 5.

## ОГЛАВЛЕНИЕ

<b>Раздел 1. РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ</b> .....	3
1.1. Строение вещества и радиоактивность .....	3
1.2. Закон радиоактивного распада .....	5
1.3. Дозиметрические величины .....	8
1.3.1. Экспозиционная доза .....	8
1.3.2. Поглощенная доза .....	9
1.3.3. Эквивалентная доза .....	12
1.4. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом. Основные принципы защиты .....	15
1.5. Особенности взаимодействия гамма-излучения с веществом и принципы расчета защиты от внешнего гамма излучения.....	22
<b>Раздел 2. ПРИНЦИПЫ РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ</b> .....	28
<b>Раздел 3. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ</b> .....	37
<b>Раздел 4. ЕСТЕСТВЕННЫЕ ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЯ</b> .....	47
<b>Раздел 5. ИСКУССТВЕННЫЕ (ТЕХНОГЕННЫЕ) ИСТОЧНИКИ РАДИАЦИИ</b> .....	51
<b>Раздел 6. АВАРИИ НА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ</b> .....	57
<b>Раздел 7. РАДИОБИОЛОГИЯ И РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА</b> .....	62
<b>Рекомендуемая литература</b> .....	69

Учебное издание

## **БЕЗОПАСНОСТЬ ЖИЗНЕДЕЯТЕЛЬНОСТИ ЧЕЛОВЕКА**

**Краткий конспект лекций к общему курсу  
для студентов специальностей 1-31 03 01 «Математика (по направлениям)»,  
1-31 03 02 «Механика и математическое моделирование (по направлениям)»,  
1-31 03 08 «Математика и информационные технологии»,  
1-31 03 09 «Компьютерная математика и системный анализ»**

**В трех частях**

**Часть 3**

### **РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

**С о с т а в и т е л и**

**Бичан Ольга Дмитриевна  
Герасимова Людмила Казимировна  
Кулагова Татьяна Александровна**

**В авторской редакции**

**Ответственный за выпуск *О. Д. Бичан***

Подписано в печать 05.05.2016. Формат 60×84/16. Бумага офсетная.  
Усл. печ. л. 4,18. Уч.-изд. л. 3,03. Тираж 50 экз. Заказ

Белорусский государственный университет.  
Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя,  
распространителя печатных изданий № 1/270 от 03.04.2014.  
Пр. Независимости, 4, 220030, Минск.

Отпечатано с оригинал-макета заказчика  
на копировально-множительной технике  
физического факультета  
Белорусского государственного университета.  
Пр. Независимости, 4, 220030, Минск.