

МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ  
БЕЛОРУССКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ МЕДИЦИНСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ  
КАФЕДРА МЕДИЦИНСКОЙ И БИОЛОГИЧЕСКОЙ ФИЗИКИ

Г.К. Ильич

**МЕДИЦИНСКАЯ И БИОЛОГИЧЕСКАЯ ФИЗИКА  
ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ**

Пособие



Минск 2002

УДК 534.7 (075.8)  
ББК 22.32 я73  
И 46

А в т о р зав. каф. медицинской и биологической физики, доц. Г.К. Ильич

Р е ц е н з е н т ы: декан физического факультета Белорусского государственного педагогического университета им. М. Танка, проф. В.А. Яковенко; зав. каф. лучевой диагностики Белорусского государственного медицинского университета, доц. Т.Ф. Тихомирова

Утверждено Научно-методическим советом университета  
в качестве пособия 27.03.2002 г., протокол № 5

**Ильич Г.К.**  
И 46 Медицинская и биологическая физика. Ионизирующие излучения: Пособие / Г.К. Ильич. – Мн.: БГМУ, 2002. – 63 с.

ISBN 985–462–104–9.

Рассматривается природа и свойства ионизирующих излучений. Особое внимание уделяется взаимодействию этих излучений с биологическими тканями, физическим основам рентгеновской и радионуклидной диагностики, дозиметрии внешнего и внутреннего облучения. По каждому разделу приводятся соответствующие контрольные задания.

Предназначается для студентов 1-го курса медицинских вузов.

Может быть использовано студентами технических вузов, готовящих специалистов по разработке и обслуживанию медицинской техники, а также биологических факультетов университетов.

УДК 534.7 (075.8)  
ББК 22.32 я73

ISBN 985–462–104–9

© Белорусский государственный  
медицинский университет, 2002

## Предисловие

Использование ионизирующих излучений в медицине началось с открытия в 1895 году Конрадом Рентгеном лучей, названных *X*-лучами или рентгеновскими лучами. Дальнейшее выяснение природы и свойств этих лучей послужило стимулом для открытия естественной радиоактивности и установления закономерностей радиоактивных превращений химических элементов.

В соответствии с задачами медико-биологического использования данных физических явлений возникали и бурно развиваются такие научно-практические дисциплины, как рентгенология, радиобиология, радиационная медицина и др. Они занимаются созданием научной основы и разработкой конкретных методов рентгеновской и радионуклидной диагностики заболеваний; исследованием воздействия ионизирующих излучений на биологические объекты от молекулярного до популяционного уровней; обоснованием и созданием методов лечения заболеваний с применением ионизирующих излучений; определением оптимальных способов защиты организма от вредного влияния радиации, прогнозированием биологических последствий этого влияния; разработкой методов радиационного контроля окружающей среды и целым рядом других смежных проблем.

Развитие указанных отраслей медико-биологической науки и клинической практики невозможно без глубокого понимания и использования чисто физических закономерностей, составляющих их фундаментальную основу.

Цель представленного в пособии учебного материала – ознакомление читателей с природой ионизирующих излучений, с их количественными характеристиками и физическими основами медицинских применений. Содержание и объем материала пособия соответствуют учебной программе для студентов первых курсов медицинских вузов.

*Автор*

# 1. Рентгеновское излучение

Рентгеновское излучение представляет собой электромагнитные волны с длиной волны от 80 нм до  $10^{-5}$  нм. Границы этого диапазона несколько условны, так как длинноволновое рентгеновское излучение перекрывается коротковолновым ультрафиолетовым, а коротковолновое – длинноволновым гамма-излучением. Рентгеновские лучи коротких длин волн называют *жесткими*, а длинноволновые – *мягкими*. Для измерения длины волны рентгеновского излучения иногда используется внесистемная единица длины – ангстрем:  $1 \text{ \AA} = 10^{-10} \text{ м} = 10^{-8} \text{ см} = 0,1 \text{ нм}$ .

## 1.1. Тормозное рентгеновское излучение

Согласно законам электродинамики, при ускорении или торможении любого движущегося электрического заряда возникает электромагнитное излучение. Причем частота этого излучения тем больше, чем больше модуль ускорения движущегося заряда. Если заряженная частица обладает большой кинетической энергией и испытывает резкое торможение, то возникает электромагнитное излучение рентгеновского диапазона. Рентгеновские лучи возникают при бомбардировке твердых мишеней электронами, разогнанными электрическим полем до высоких скоростей. Рентгеновская трубка (рис. 1.1) представляет собой вакуумированный стеклянный баллон с несколькими электродами. Катод на-

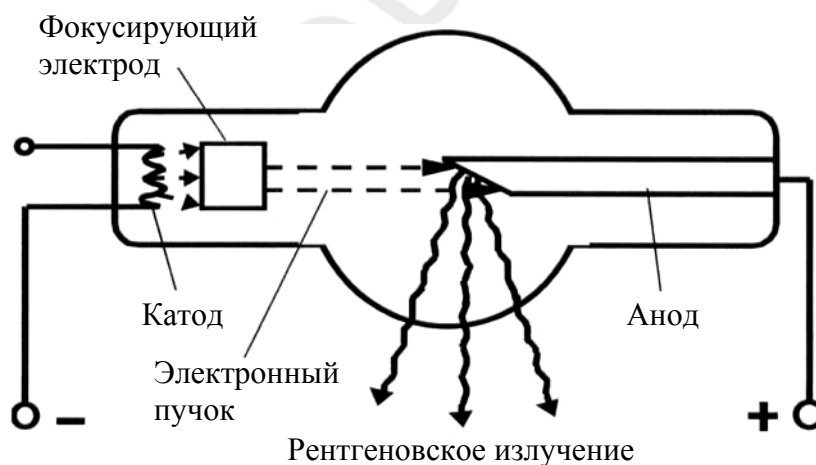


Рис. 1.1

гревается электрическим током и за счет термоэлектронной эмиссии является источником электронов. Посредством специального электрода осуществляется фокусировка электронного пучка на аноде. Между катодом и анодом (его называют также антикатодом) создается высокое постоянное напряжение, которое сообщает электронам большую кинетическую энергию. Падая на анод, электроны испытывают резкое торможение, и часть их кинетической энергии (несколько процентов) переходит в энергию рентгеновского излучения, а другая часть – в тепло, идущее на нагревание анода. Поэтому аноды рентгеновских трубок изготавливают из тугоплавких металлов. В мощных трубках их охлаждают водой или маслом, которые циркулируют по специальным каналам в ано-

де.

Опишем возникновение тормозного рентгеновского излучения количественно. Электрон массой  $m$  с зарядом  $e$ , движущийся со скоростью  $v$ , приобретает кинетическую энергию в электрическом поле под действием разности потенциалов  $U$  между катодом и анодом:

$$\frac{mv^2}{2} = eU.$$

Эта кинетическая энергия при ударе об анод переходит в энергию кванта излучения  $h\nu$  ( $h$  – постоянная Планка,  $\nu$  – частота) и тепло  $Q$ :

$$eU = h\nu + Q. \quad (1.1)$$

Для одного электрона невозможно предсказать, какая часть его энергии перейдет в излучение, а какая в тепло, – это процесс случайный. В потоке электронов, ускоренных напряжением  $U$ , часть их энергии, выделяющейся при торможении на аноде, переходит в энергию квантов тормозного рентгеновского излучения. Поскольку соотношение между слагаемыми правой части формулы (1.1)  $h\nu$  и  $Q$  случайно, то в возникающем излучении проявляются самые разные частоты – спектр тормозного рентгеновского излучения сплошной. В этом спектре для каждого значения напряжения  $U$  существует коротковолновая граница, определяющая максимально возможную частоту рентгеновских квантов (минимальную длину волны). Зная величину напряжения  $U$ , легко рассчитать численное значение минимальной длины волны  $\lambda_{min}$  в спектре рентгеновского излучения. С этой целью в формуле (1.1) для некоторого количества электронов примем  $Q = 0$  (вся энергия для некоторого количества электронов переходит в излучение). Тогда:

$$h\nu_{max} = \frac{hc}{\lambda_{min}} = eU \Rightarrow \lambda_{min} = \frac{hc}{eU}. \quad (1.2)$$

В формулу (1.2), кроме напряжения  $U$ , входят постоянные величины:  $h$  – постоянная Планка,  $c$  – скорость света в вакууме,  $e$  – заряд электрона. Подставив в формулу (1.2) значение напряжения в вольтах и значения перечисленных постоянных в СИ, определим коротковолновую границу тормозного излучения  $\lambda_{min}$  в метрах.

Если определять  $\lambda_{min}$  в нанометрах, а напряжение  $U$  – в киловольтах, то формула (1.2) приобретает более простой и удобный для практического использования вид:

$$\lambda_{min} (\text{нм}) = 1,23/U (\text{кВ}). \quad (1.3)$$

Спектр тормозного рентгеновского излучения представлен на рис. 1.2. По оси ординат отложена величина  $\Phi_\lambda$  – спектральная плотность потока тормозного рентгеновского излучения, т.е. отношение энергии, излучаемой в узком интервале длин волн с единицы площади за единицу времени, к ширине этого интервала.

Согласно формулам (1.2) и (1.3), с повышением напряжения между анодом и катодом рентгеновской трубки ( $U_2 > U_1$ ) минимальная длина волны в спектре тормозного рентгеновского излучения уменьшается – излучение становится бо-

лее жестким. Регулировка жесткости излучения в рентгеновских аппаратах основана на изменении напряжения между катодом и анодом рентгеновской

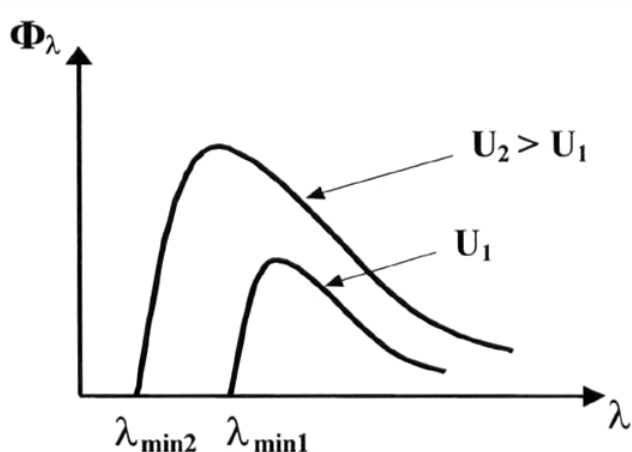


Рис. 1.2

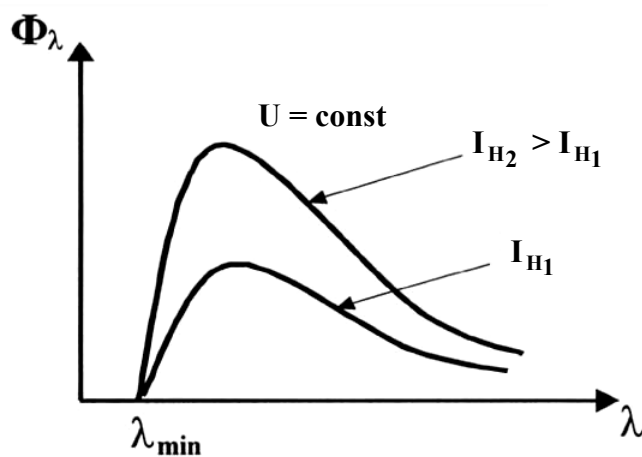


Рис. 1.3

трубки.

Общий поток рентгеновского излучения  $\Phi$  с единицы площади (на графиках рис. 1.2 вся площадь, ограниченная соответствующими кривыми и осью абсцисс) может быть рассчитан по формуле:

$$\Phi = \kappa I U^2 Z, \quad (1.4)$$

где  $I$  и  $U$  – сила тока и напряжение в рентгеновской трубке;  $Z$  – номер атомов вещества анода в периодической системе элементов;  $\kappa = 10^{-9} \cdot \text{В}^{-1}$  – коэффициент пропорциональности.

При фиксированном напряжении  $U$  сила тока в рентгеновской трубке может быть изменена за счет изменения тока накала катода. С его увеличением температура катода возрастает, что приводит к увеличению числа электронов, покидающих катод, за счет термоэлектронной эмиссии. При этом жесткость излучения не изменяется (рис. 1.3). Таким образом, регулировка интенсивности излучения в рентгеновских аппаратах осуществляется путем изменения величины тока накала катода.

## 1.2. Характеристическое рентгеновское излучение

При высоких значениях напряжения на рентгеновской трубке на фоне сплошного спектра рентгеновского излучения проявляются резкие линии. Такое излучение называется *характеристическим*. Возникновение линейчатого спектра не может быть объяснено тормозными эффектами. Оно объясняется следующим образом.

При больших энергиях бомбардирующие анод электроны преодолевают кулоновские силы отталкивания от наружных электронных оболочек атомов вещества анода и взаимодействуют с электронами, заполняющими внутренние оболочки. Происходит выбивание электрона, находящегося на внутренней оболочке. Этот эффект называется *внутренней ионизацией* или *эффектом Оже*. Например, при появлении, в ближайшей к ядру  $K$ -оболочке вакантного для электрона места туда осуществляется переход электрона с более удаленной  $L$ -оболочки. При этом испускается квант излучения с энергией  $h\nu_{kl} = E_2 - E_1$ ,

равной разности энергий электрона на  $L$ - и  $K$ -оболочках.

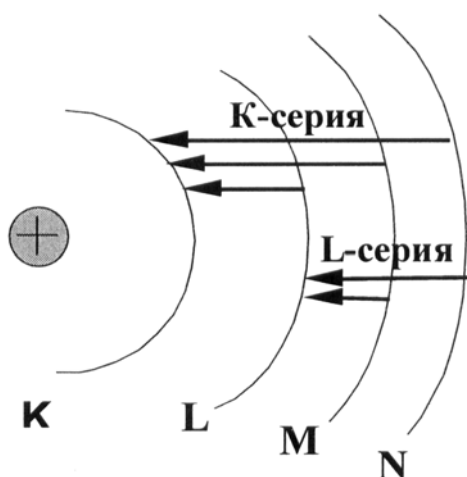


Рис. 1.4

Таким образом, возникающее характеристическое рентгеновское излучение обусловлено электронными переходами во внутренних оболочках атомов. Напомним, что спектры излучения оптического диапазона обусловлены переходами валентных электронов из одного состояния в другое. Линейчатый спектр характеристического излучения представляется в виде серий.  $K$ -серия определяется переходами электронов с более удаленных от ядра оболочек на  $K$ -оболочку;  $L$ -серия – на  $L$ -оболочку и т.д. (рис. 1.4).

Частота  $\nu$ , соответствующая отдельным линиям характеристического излучения, зависит от порядкового номера элемента  $Z$  и увеличивается с

его возрастанием по закону Мозли:  $\sqrt{\nu} = A(Z - B)$ , где  $A$  и  $B$  постоянные.

В отличие от оптических спектров, вид которых зависит от характера химических связей между атомами вещества, характеристические рентгеновские спектры атомов не зависят от их «окружения». Для данного вида атомов они всегда одинаковы.

### 1.3. Первичные физические эффекты, возникающие при взаимодействии рентгеновского излучения с веществом

Рассмотрим взаимодействие квантов рентгеновского излучения с атомами и молекулами вещества, в котором они распространяются. Очевидно, что результат этого взаимодействия зависит в первую очередь от энергии кванта, и здесь принято выделять следующие случаи.

**Энергия кванта меньше энергии ионизации атома ( $h\nu < A_n$ ).** Тогда на атомах вещества происходит рассеяние квантов без изменения их частоты (рис. 1.5 а). Такое взаимодействие называется *когерентным рассеянием*. Оно характерно для длинноволнового (мягкого) рентгеновского излучения. Когерентное рассеяние приводит к изменению структуры падающего пучка рентгеновских лучей – если падающий на вещество пучок был параллельным, то появляются кванты, которые, подвергаясь частичному или полному поглощению веществом, распространяются в различных направлениях.

**Энергия кванта несколько превышает энергию ионизации ( $h\nu \geq A_n$ ).** В этом случае электрон отрывается от атома и приобретает некоторую кинетическую энергию – происходит *фотоэффект* (рис. 1.5 б). В результате фотоэффекта поглощенная энергия рентгеновского кванта вызывает ионизацию вещества.

**Энергия кванта значительно превышает энергию ионизации атомов вещества ( $h\nu \gg A_n$ ).** Часть энергии  $h\nu$  падающего кванта идет на вырывание электрона из электронной оболочки атома вещества, другая – на образование фотона другого направления распространения и меньшей энергии  $h\nu'$ , а также на сообщение выбитому или свободному электрону кинетической энергии  $E_k$ :

$$h\nu = A_{и} + h\nu' + E_{к}.$$

Это явление называется *эффектом Комптона*, а рассеяние рентгеновского излучения с изменением длины волны – *некогерентным рассеянием* (рис. 1.5 в). Вторичные рентгеновские кванты, обладая энергией  $h\nu' > A_{и}$ , могут еще вызывать ионизацию вещества, в котором они распространяются. Получившие кинетическую энергию электроны отдачи могут также ионизировать соседние атомы вещества путем соударения.

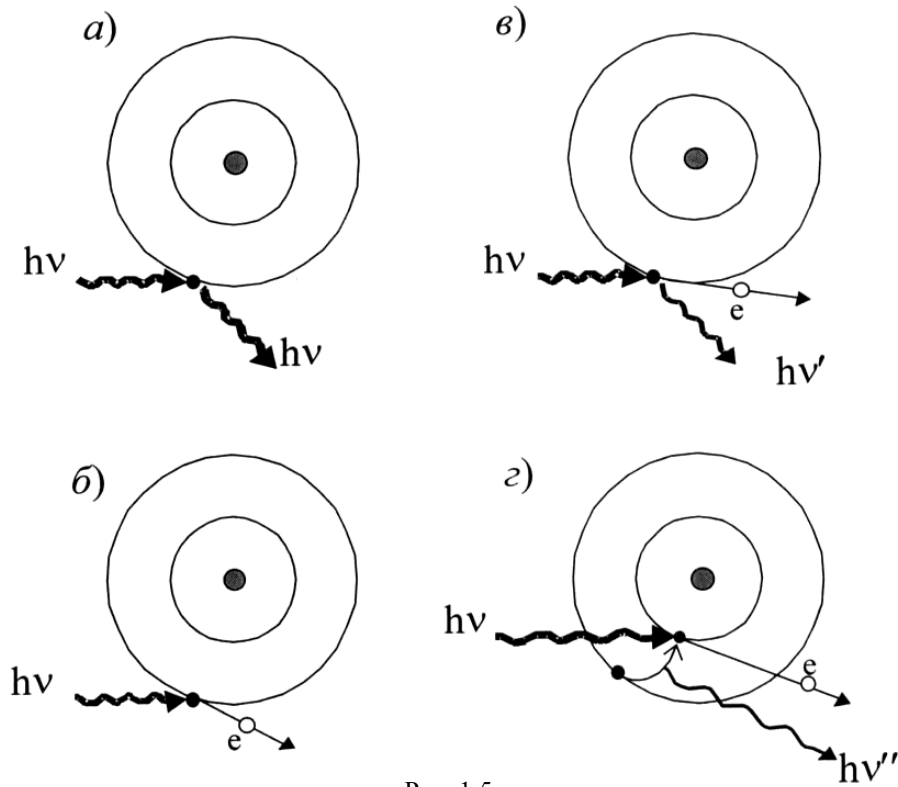


Рис. 1.5

Отмеченные первичные акты взаимодействия рентгеновского излучения и вещества могут порождать ряд вторичных процессов. В частности, возбуждение атомов и молекул вызывает рентгенолюминесценцию, что используется для создания люминесцирующих экранов, позволяющих наблюдать рентгеновские изображения. Если происходит отрыв электронов с внутренних оболочек атомов, то возникает характеристическое рентгеновское излучение (рис.1.5 г). Таким образом, жесткие рентгеновские лучи за счет эффекта Комптона, происходящего независимо и параллельно с ним фотоэффекта, и вторичных процессов вызывают значительную ионизацию вещества, с которым они взаимодействуют. Это приводит к сильным структурным и функциональным изменениям в биологических тканях.

#### 1.4. Закон ослабления рентгеновского излучения в веществе

Рассмотренные выше первичные эффекты взаимодействия рентгеновского излучения с веществом обуславливают уменьшение интенсивности данного излучения. Это происходит за счет двух процессов: *поглощения* – когда энергия рентгеновских квантов растрачивается на структурные перестройки в веществе (кванты прекращают существование) – и *рассеяния* – когда рентгеновские кван-



ты изменяют свое первичное направление распространения (рис. 1.6). Так, если на вещество падает параллельный пучок рентгеновских лучей с интенсивностью  $I_0$ , то при прохождении слоя толщиной  $x$  интенсивность излучения, распространяющегося в прежнем направлении, принимает значение  $I$ . Ослабление интенсивности излучения в данном случае происходит по тому же экспоненциальному закону, что и ослабление интенсивности световых лучей:

$$I = I_0 e^{-\mu x}, \quad (1.5)$$

где  $\mu$  – линейный показатель ослабления, характеризующий убыль интенсивности рентгеновских лучей за счет поглощения ( $\mu_{\text{п}}$ ) и рассеяния ( $\mu_{\text{р}}$ ) на единицу толщины слоя:  $\mu = \mu_{\text{п}} + \mu_{\text{р}}$ .

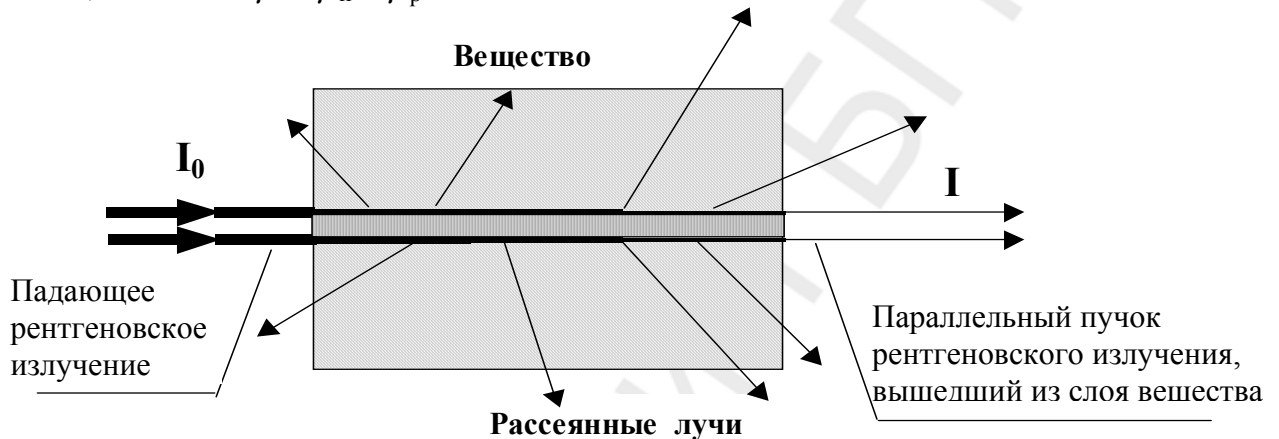


Рис. 1.6

Наряду с линейным показателем используют массовый показатель ослабления ( $\mu_{\text{м}}$ ), представляющий собой отношение линейного показателя к плотности  $\rho$  вещества:  $\mu_{\text{м}} = \mu / \rho$ .

При рассмотрении закономерностей ослабления потока тормозного рентгеновского излучения в веществе следует учитывать, что в этом излучении содержатся кванты различной энергии. Следовательно, они обладают различной проникающей способностью. Коэффициент  $\mu$  в формуле (1.5) постоянен для данного вещества лишь при *моноэнергетическом рентгеновском излучении, т.е. излучении определенной длины волны или частоты, состоящим из потока квантов с одним значением энергии  $h\nu$* . При использовании формулы (1.5) в случае потока рентгеновских фотонов с различными энергиями вводят некоторый эффективный показатель ослабления  $\mu_{\text{эф}}$ .

Для качественной оценки проникающей способности рентгеновского излучения на практике используется понятие *слоя половинного ослабления* – это такая толщина слоя поглотителя, которая ослабляет интенсивность падающего излучения в два раза. На рис. 1.7 слой половинного ослабления ( $d_{1/2}$ ) проиллюстрирован на графике зависимости интенсивности рентгеновского излучения ( $I$ ) от толщины слоя ( $x$ ) вещества, через которое оно проходит. Связь между слоем половинного ослабления и показателем ослабления  $\mu$  может быть легко установлена аналитически. Если в формуле (1.5)  $x = d_{1/2}$ , то  $I = I_0/2$ :

$$I_0/2 = I_0 e^{-\mu d_{1/2}} \Rightarrow e^{+\mu d_{1/2}} = 2 \Rightarrow \ln e^{+\mu d_{1/2}} = \ln 2 \Rightarrow \mu d_{1/2} = \ln 2 = 0,69.$$

Таким образом:  $d_{1/2} = \ln 2/\mu = 0,69/\mu$ . Например, слой половинного ослабления для рентгеновского излучения при напряжении на рентгеновской трубке 60 кВ составляет 10 мм воды или 1 мм алюминия.

Когда рентгеновское излучение пройдет через слой половинного ослабления, то его спектральный состав изменится – излучение станет более жестким, так как более короткие рентгеновские лучи обладают большей проникающей способностью, а мягкое излучение поглощается сильнее. Поэтому второй слой половинного ослабления окажется толще первого. Например, при указанных выше условиях для воды он составит уже 15,3 мм, а третий слой – 20 мм.

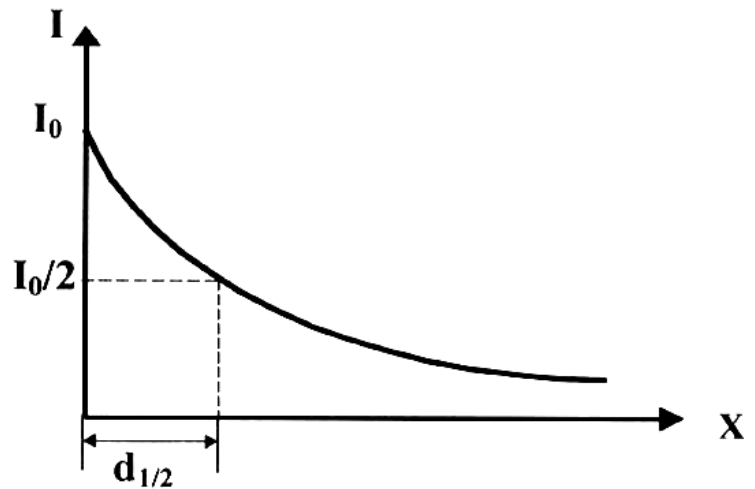


Рис. 1.7

Чем больше отличий слоев половинного ослабления, тем больше неоднородность спектрального состава излучения. Этот эффект используется для создания пучков моноэнергетических рентгеновских лучей – фильтрации рентгеновского излучения. Так, при напряжении на трубке 80 кВ и фильтре в виде пластинки алюминия толщиной 20 мм излучение становится почти моноэнергетическим. Слой половинного ослабления при этом составляет 7 мм алюминия.

### 1.5. Физические принципы рентгенодиагностики

Показатель поглощения рентгеновских лучей веществом сильно зависит от его состава и от длины волны:

$$\mu_n = k \lambda^3 Z^3, \quad (1.6)$$

где  $k$  – коэффициент пропорциональности;  $Z$  – атомный номер вещества-поглотителя;  $\lambda$  – длина волны излучения.

Из-за различий в структуре ткани органы, составляющие тело человека, по-разному поглощают рентгеновские лучи. Поэтому при просвечивании их рентгеновским излучением возникает теневое изображение внутренних органов, которое проецируется на люминесцирующем экране или фиксируется на фотопленке. Для рентгенодиагностики используется излучение с такой энергией фотонов, при которой первичные процессы его взаимодействия с веществом обуславливаются в основном фотоэффектом.

Из формулы (1.6) следует, что чем больше по химическому составу различаются морфологические структуры (велика разница в показателях поглощения), образующие тело человека, тем отчетливее их изображение на экране или фотопленке. Так, изображение костей очень отчетливо проявляется на фоне изображения мягких тканей. Сложнее в рентгенодиагностике различать изменения в структуре мягкой ткани. В таком случае показатели поглощения рентгенов-

ского излучения разных ее участков различаются незначительно, поэтому очаги патологии выявляются трудно.

При осмотре полостей организма (желудок, кишечник и др.) применяют специальные контрастные вещества (сульфит бария в виде кашеобразной массы), заполняющие эти полости. За счет поглощения контрастным веществом рентгеновского излучения получается теневое изображение соответствующего органа.

Рентгенодиагностика создает значительную лучевую нагрузку на организм, особенно при *рентгеноскопии* – когда изображение рассматривают на люминесцирующем экране. Это побуждает к поиску способов снижения дозы облучения за счет повышения разрешающей способности системы экран–глаз некоторыми особыми приемами.

Очевидно, что для получения четкого изображения на экране при сниженной (для уменьшения лучевой нагрузки) интенсивности рентгеновского излучения необходимо повышать чувствительность люминесцирующих экранов и фотоматериалов. Один из распространенных способов достижения этой цели состоит в применении специальных усиливающих экранов, которые поглощают рентгеновские лучи в десятки раз сильнее, чем фотографические эмульсии, и вызывают интенсивную люминесценцию экрана. Свет люминесценции почти полностью поглощается контактирующим с экраном фотоэмульсионным слоем фотопленки, который в десятки раз чувствительнее к видимому свету, чем к рентгеновским лучам. Поэтому при контактном фотографировании изображения с усиливающих экранов доза облучения пациента может быть снижена в десятки раз.

Следует отметить, что для регистрации изображения–*рентгенографии* применяются не только фотопленки, в состав эмульсии которых входит дорогостоящее серебро. При *ксерорентгенографии* для получения изображения используют пластины, покрытые слоем материала (фотопроводника), который под действием света и рентгеновских лучей приобретает проводимость. Пластины сообщают электрический заряд в темноте, а затем используют ее в рентгенодиагностике вместо фотопленки. Под действием излучения в слое фотопроводника происходит распределение электрических зарядов, соответствующее распределению интенсивности рентгеновского излучения, т.е. возникает скрытое электростатическое изображение. Его проявляют заряженным порошком, переносят на бумагу электрическим полем и закрепляют. На каждой пластине можно получить около 2000 снимков.

При ксерорентгенографии доза облучения не уменьшается по сравнению с таковой при обычной рентгенографии, однако ее применение в ряде случаев вполне оправдано – некоторое увеличение лучевых нагрузок допускается, если при этом возрастает объем диагностической информации и в экстренных ситуациях ускоряется ее получение.

Существенное снижение дозы облучения при рентгенодиагностике и расширение диагностических возможностей достигается за счет применения *усилителей рентгеновского изображения и телевизионных систем*.

В упрощенном виде принцип усиления рентгеновского изображения проиллюстрирован на рис. 1.8. Рентгеновское излучение, проходя через объект исследования, попадает на входной рентгеновский экран, на котором за счет люминесценции возникает световое изображение. За экраном располагается электронно-оптический преобразователь. Он преобразует оптическое изображение в электронное: под действием света, попадающего на фотокатод преобразователя, выбиваются электроны. Последние ускоряются электрическим полем, фокусируются специальной электростатической системой и попадают на выходной экран преобразователя, где создается электронное изображение.

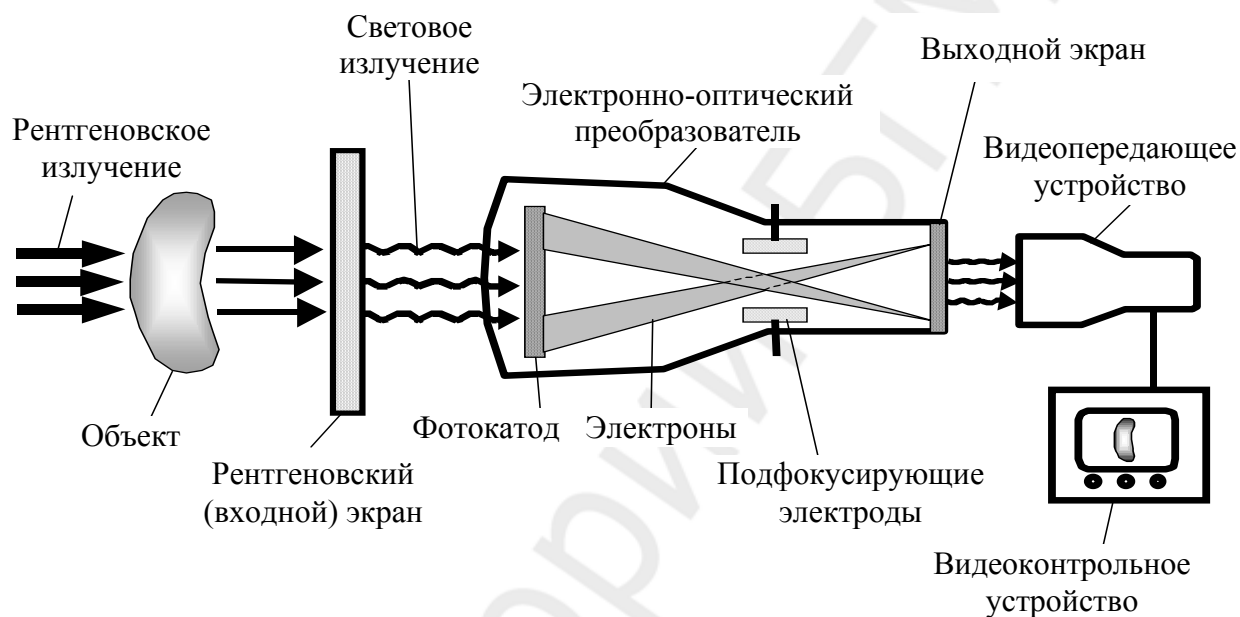


Рис. 1.8

В результате на выходном экране (опять же за счет катодолюминесценции) возникает уменьшенное световое изображение объекта, яркость которого в тысячи раз превосходит яркость изображения на первом экране, обычном для рентгеноскопии. Это обусловлено как ускорением электронов, так и уменьшением размеров изображения.

Усиленное по яркости изображение можно наблюдать визуально. Однако чаще всего его подвергают дальнейшему преобразованию, используя для этого телевизионную систему. Применение электронно-оптических преобразователей и телевизионной техники не только позволяет снизить дозу облучения пациента, но и предоставляет ряд преимуществ по сравнению с прямым наблюдением: появляется возможность изменять контраст и яркость изображения, записывать его на видеомэгнитофон, воспроизводить сразу на нескольких видеоконтрольных устройствах, создать более благоприятные условия для работы рентгенолога и др.

Важной задачей рентгенодиагностики является получение изображений не только внутренних органов в целом, но и их различных сечений. Для этого используется *томография* – методы рентгенологического исследования, заключающиеся в получении теневого изображения отдельных слоев исследуемого объекта, лежащих на разной глубине. Техническая реализация этих методов

многообразна. Принцип томографии иллюстрируется на рис. 1.9. Допустим, требуется получить изображение некоторого участка, расположенного на сечении  $S$  в глубине объекта. Пусть источник и приемник рентгеновского излучения синхронно перемещаются относительно центра вращения  $O$ , расположенного на сечении  $S$ . Тогда происходит «размазывание» теневых изображений слоев, лежащих выше и ниже плоскости, в которой находится центр вращения, – эти слои засвечиваются излучением в течение весьма короткого времени. Сечение же, содержащее центр вращения, подвергается засветке существенно большее время, и за счет этого на фотопленке возникает его четкое изображение. Изменяя положение общего центра, относительно которого перемещаются источник и приемник, получают изображение другого сечения и т.д.

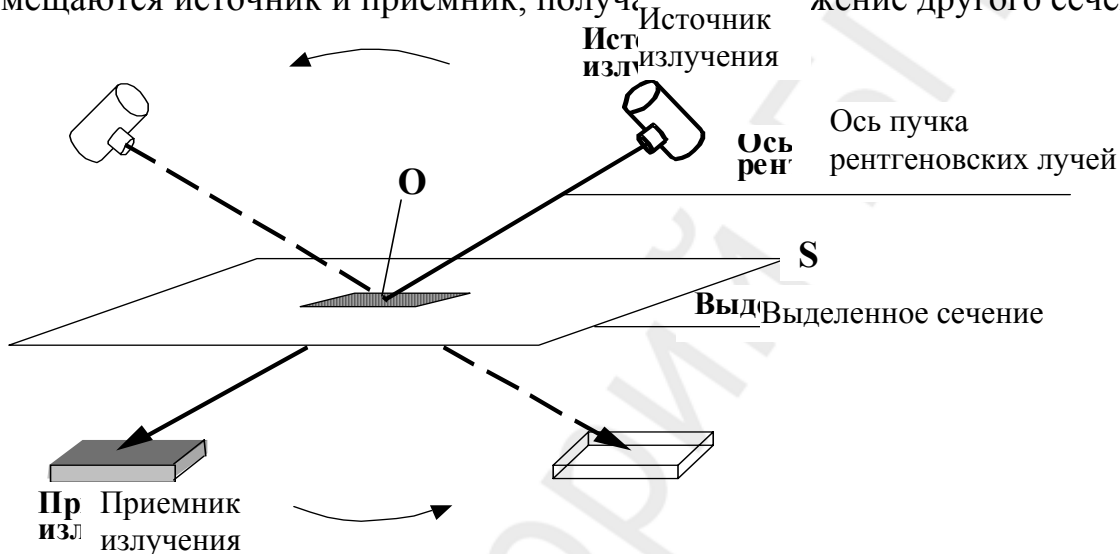


Рис. 1.9

Совершенствование томографических методов рентгеновского исследования обеспечило создание *вычислительной, или компьютерной, рентгеновской томографии*.

От традиционных теневых методов рентгенодиагностики она принципиально отличается тем, что при ее использовании изображение сечений органов создается путем компьютерной обработки электрических сигналов, возникающих при попадании рентгеновских лучей на чувствительные детекторы. Один из многообразных приемов просвечивания и детектирования излучения для такого исследования проиллюстрирован на рис. 1.10. Расходящийся веерный пучок рентгеновских лучей, проходя через объект, попадает на линейку детекторов, число которых достигает 300 и более (чем их больше, тем выше разрешающая способность метода). Система

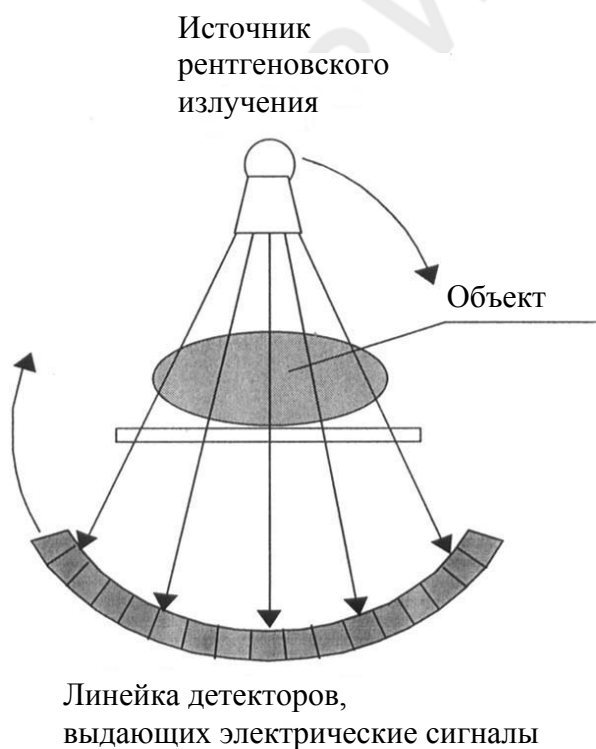


Рис. 1.10

излучатель–детекторы непрерывно вращается, рентгеновское излучение включается импульсно и одновременно производится считывание сигнала со всех детекторов. При исследовании система совершает от половины до полного оборота и производит за это время 200–400 включений.

Различия в электрических сигналах, поступающих на компьютерную обработку с отдельных детекторов, обуславливаются разницей в показателях поглощения рентгеновских лучей на пути их распространения в исследуемом объекте. Используя электрические сигналы детекторов в качестве первичной информации, компьютерная техника по соответствующим программам производит их анализ и реконструирует изображения органов в различных сечениях.

Рентгеновская компьютерная томография позволяет получать послойное изображение органов при разнице показателей поглощения в 0,1% с деталями не менее 2 мм. Время исследования для получения одного сечения может достигать нескольких секунд.

## Контрольное задание и вопросы

1. Опишите механизм возникновения тормозного рентгеновского излучения.
2. Как осуществляется регулировка интенсивности и жесткости рентгеновского излучения в рентгеновских аппаратах?
3. Какое излучение жестче: наиболее коротковолновое из спектра рентгеновского излучения, возникающего при напряжении 150 кВ на трубке, или гамма-излучение с энергией кванта 0,074 МэВ?
4. Найдите минимальную длину волны, возникающего тормозного рентгеновского излучения, если напряжение на трубке цветного телевизора 20 кВ.
5. Сравните спектры теплового излучения и тормозного рентгеновского излучения. В чем их сходство и различия?
6. Во сколько раз максимальная энергия кванта рентгеновского тормозного излучения, возникающего при напряжении на трубке 80 кВ, больше энергии фотона, соответствующего зеленому свету с длиной волны 500 нм?
7. Определите минимальную длину волны в спектре излучения, возникающего в результате торможения на мишени электронов, ускоренных в бетатроне до энергии 60 МэВ.
8. В чем заключаются различия механизмов образования оптических спектров атомов и спектров характеристического рентгеновского излучения?
9. Линии *K*-серии спектра характеристического излучения для вольфрама начинают проявляться с возникновением напряжения на трубке, примерно равного 70 кВ, а при меньших напряжениях они не появляются. С чем это связано?
10. Почему жесткое рентгеновское излучение (которое в меньшей степени поглощается веществом) более вредно по биологическому действию, чем мягкое?
11. Слой половинного ослабления монохроматического рентгеновского излучения в некотором веществе 10 мм. Определите показатель ослабления этого излучения в данном веществе.
12. Сравните физические принципы ультразвуковой и рентгеновской диагностики.
13. За счет чего снижаются дозы облучения пациента при использовании в рентгенодиагностике усиливающих экранов, электронно-оптических преобразователей и телевизионных систем?

## 2. Радиоактивность

Ядра ряда атомов (радионуклиды) способны к самопроизвольным превращениям, в результате чего возникают ядра других атомов и ионизирующие излучения в виде квантов электромагнитной энергии и элементарных частиц. Эти излучения, взаимодействуя с биологическими тканями, оказывают сильное воздействие на биологические объекты и производят их структурные и функциональные изменения. Рассмотрим законы радиоактивности и их медико-биологическое применение.

### 2.1. Основные характеристики ядер

Ядра атомов состоят из элементарных частиц, называемых **нуклонами**. Последние в свою очередь подразделяются на *протоны* и *нейтроны*. Протон имеет массу, близкую к одной атомной единице массы (1 а.е.м.), и заряд  $e = 1,6 \cdot 10^{-19}$  Кл, равный по величине и противоположный по знаку заряду электрона. Нейтрон не имеет заряда, его масса примерно совпадает с массой протона (1,001 а.е.м.).

**Электрический заряд ядра**  $q$  определяется числом протонов  $Z$ , входящих в состав ядра, и может быть определен по порядковому номеру  $Z$  элемента в таблице Менделеева:  $q = Ze$ .

**Массовое число ядра**  $A$  определяется числом нуклонов в ядре:  $A = Z + N$ , где  $Z$  – число протонов;  $N$  – число нейтронов. Символическая запись ядра элемента  ${}^A_z X$ . Нижний индекс  $z$  у элемента означает порядковый номер, верхний  $A$  – массовое число.

**Радиус ядра**  $R$  зависит от массового числа и может быть вычислен (в метрах) по приближенной формуле:

$$R = 1,5 \cdot 10^{-15} \cdot \sqrt[3]{A} \text{ (м)}.$$

Нуклоны в ядре связаны особыми **ядерными силами**, превышающими силы электростатического отталкивания между протонами. Они обеспечивают ядру достаточную устойчивость и обладают следующими специфическими свойствами.

1. *Короткодействие* – действуют только на расстояниях порядка размеров самого ядра.

2. *Сильное действие* – на несколько порядков выше, чем силы любых известных в природе взаимодействий.

3. *Зарядовая независимость* – силы ядерного взаимодействия между двумя протонами такие же, как и между двумя нейтронами или между нейтроном и протоном.

4. *Насыщение* – каждый нуклон взаимодействует только с ограниченным числом окружающих его нуклонов.

**Устойчивость атомных ядер** зависит от общего числа нуклонов в ядре, а также от соотношения числа нейтронов и протонов  $N/Z$ . Наиболее устойчивы ядра с относительно небольшим числом нуклонов и значением  $N/Z = 1$ . При увеличении общего числа нуклонов в ядре и превышении числа нейтронов над



числом протонов ( $N/Z > 1,6$ ) устойчивость ядра ослабляется, в результате чего возможен самопроизвольный распад его.

**Капельная модель** строения ядер атомов основана на предположении, что взаимодействие нуклонов подобно взаимодействию молекул в капле жидкости. Предполагается, что нуклоны поверхностного слоя в ядре испытывают одностороннее притяжение глубже располагающихся нуклонов (действует как бы аналог сил поверхностного натяжения). Эта модель объясняет механизм ядерных реакций и особенно реакции деления ядер.

**Оболочечная модель** базируется на предположении о распределении нуклонов по энергетическим уровням (оболочкам). Наибольшей устойчивостью обладают ядра с заполненными уровнями. Такими модельными представлениями объясняется особая прочность ядер с определенными комплексами чисел протонов и нейтронов.

Рассмотрев взаимодействия нуклонов в ядре с помощью аппарата квантовой механики, можно сделать вывод о том, что ядерные силы обладают особой обменной природой.

Согласно современным представлениям, нуклоны в ядре постоянно и быстро (в течение  $10^{-23}$  с) обмениваются особыми частицами – виртуальными  $\pi$ -мезонами. Виртуальными их называют потому, что из-за краткости времени жизни их нельзя обнаружить экспериментально.

Действие ядерных сил обуславливает наличие определенной **энергии связи**  $\epsilon_{св}$  нуклонов в ядре. Это та энергия, которая выделяется при образовании ядра из свободных нуклонов, или, соответственно, энергия, необходимая для разрушения ядра под действием внешних сил. Из соотношения Эйнштейна (массы и энергии) следует, что при образовании ядра из отдельных нуклонов должна уменьшаться масса покоя вследствие превращения части ее в энергию связи:

$$M_{я} c^2 = \sum m_{н} c^2 - \epsilon_{св},$$

где  $M_{я}$  – масса ядра;  $m_{н}$  – масса нуклона;  $c$  – скорость света в вакууме.

Таким образом, масса ядра меньше суммы масс составляющих его нуклонов, и эта разница определяет величину энергии связи.

**Удельная энергия связи**  $\epsilon_{уд}$  представляет собой среднее значение энергии связи, приходящееся на один нуклон:  $\epsilon_{уд} = \epsilon_{св}/A$ . Максимальное значение ее (8,7 МэВ/нуклон) характерно для ядер с числом нуклонов  $A = 50 - 60$ . У более легких элементов она резко уменьшается, а у более тяжелых – плавно уменьшается с увеличением  $A$ . Отсюда возникают две возможности высвобождения и использования ядерной энергии.

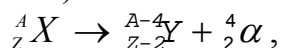
1. Цепная ядерная реакция, при которой происходит деление ядра тяжелого элемента (например,  ${}^{235}_{92}\text{U}$ ) с образованием более устойчивых ядер и выделением энергии в виде кинетической энергии продуктов деления.

2. Реакция ядерного синтеза легких элементов, сопровождающаяся образованием более устойчивого ядра большей массы и выделением энергии.

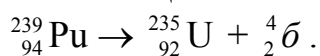
## 2.2. Виды радиоактивного распада

Радиоактивностью называют самопроизвольный распад неустойчивых ядер с образованием других ядер и испусканием элементарных частиц. Естественная радиоактивность характерна для ядер, существующих в природных условиях, искусственная – для ядер, образующихся в результате ядерных реакций. Вид распада определяется строением ядра, соотношением и общим количеством протонов и нейтронов, характером ядерных сил. При любых видах распада, естественно, соблюдаются законы сохранения энергии и заряда.

Альфа-распад сопровождается испусканием  $\alpha$ -частицы (ядра атома гелия). При этом ядро элемента  $X$ , имеющего порядковый номер  $Z$  (число протонов) и массовое число  $A$  превращается в ядро нового элемента  $Y$  по схеме:

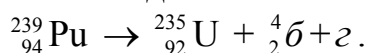


вытекающей из законов сохранения заряда и массового числа. Например:



При более подробном рассмотрении данной реакции распада видно, что сумма масс покоя образовавшегося ядра урана и альфа-частицы меньше массы покоя ядра плутония; то же можно утверждать относительно их энергий покоя. Разница этих энергий определяет кинетическую энергию альфа-частицы и образовавшегося ядра урана. Кроме того, при альфа-распаде образующееся ядро нового элемента может находиться в возбужденном состоянии. Переход ядра в невозбужденное состояние сопровождается излучением энергии в виде гамма-кванта.

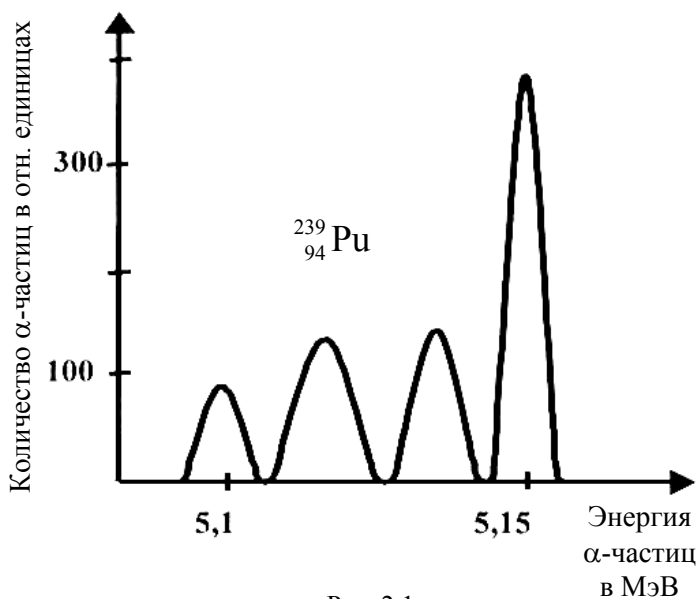
С учетом этих процессов реакцию альфа-распада плутония следует записать в виде:



В ядерной физике и радиационной медицине энергию частиц и квантов излучения принято измерять в мегаэлектронвольтах (МэВ). Напомним, что 1 электронвольт (эВ) – это энергия, которую приобретает электрон, пройдя ускоряющую разность потенциалов 1В. В джоулях она численно равна заряду электрона в кулонах. Следовательно:

$$1 \text{ МэВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Кл} \cdot 10^6 \text{ В} = 1,6 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}.$$

Альфа-частица, испускаемая при распаде определенного ядра, имеет одно из нескольких возможных дискретных значений энергии – энергетический спектр является линейчатым. Например, для распада  ${}^{239}_{94} \text{Pu}$  вид этого спектра показан на рис. 2.1. В данном случае альфа-частица об-

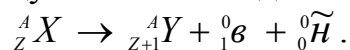


ладает максимальной энергией 5 МэВ, а гамма-фотон – 0,38 МэВ.

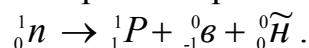
Следует иметь в виду, что образовавшиеся при распаде новые ядра могут подвергаться дальнейшим радиоактивным превращениям до тех пор, пока не образуется стабильное ядро.

**Бета-распад** сопровождается взаимными превращениями нейтронов и протонов внутри ядра. Он подразделяется на три вида.

I. *Электронный, или  $\beta^-$ -распад.* В этом случае ядро радионуклида, испуская электрон, образует ядро нового элемента с порядковым номером на единицу больше исходного:



Может возникнуть вопрос – откуда появляется электрон, если в соответствии с ядерной моделью электронов в ядре нет? Противоречие здесь не имеет места, поскольку электрон образуется за счет внутриядерного превращения нейтрона в протон:



Детальное рассмотрение этого распада с подсчетом энергии нейтрона и продуктов распада показывает, что наряду с протоном и электроном при распаде нейтрона должна возникать еще одна электрически нейтральная частица с ничтожно малой массой, которая была названа нейтрино (обозначается  ${}^0_0 n$ ). Точнее, при  $\beta^-$ -распаде возникает антинейтрино (обозначается  ${}^0_0 \tilde{\nu}$ ). Естественно, что из-за малой массы, отсутствия заряда (и, соответственно, колоссальной проникающей способности) нейтрино и антинейтрино весьма сложно обнаружить экспериментально, хотя их существование подтверждено опытным путем. Различие между нейтрино и антинейтрино состоит в том, что у первой частицы спин направлен вдоль движения, а у второй – против него.

Схематически  $\beta^-$ -распад проиллюстрирован рис 2.2 на примере превращения ядра  ${}^8_3 \text{Li}$  в  ${}^8_4 \text{Be}$ .

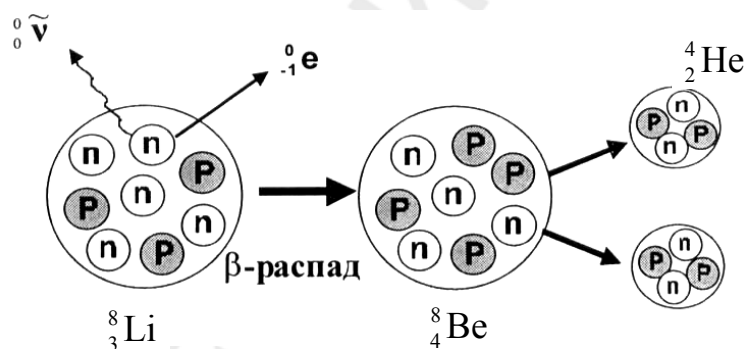


Рис. 2.2

Один из пяти нейтронов ядра атома лития в процессе распада превращается в протон с испусканием электрона и антинейтрино. В результате образуется неустойчивое ядро  ${}^8_4 \text{Be}$ , распадающееся в дальнейшем на две альфа-частицы (ядра атома гелия  ${}^4_2 \text{He}$ ).

Энергия, выделяющаяся при электронном распаде, распределяется между электроном, антинейтрино и остающимся после распада ядром. Поэтому энергия  $\beta$ -частиц, испускаемых при распаде, принимает всевозможные значения – от 0 до  $E_{max}$ . На рис. 2.3 иллюстрируется распределение электронов по энергиям (энергетический спектр  $\beta$ -частиц) при распаде висмута  ${}^{211}_{83} \text{Bi}$ .

Для всех случаев  $\beta$ -распада энергетические спектры  $\beta$ -частиц сплошные.

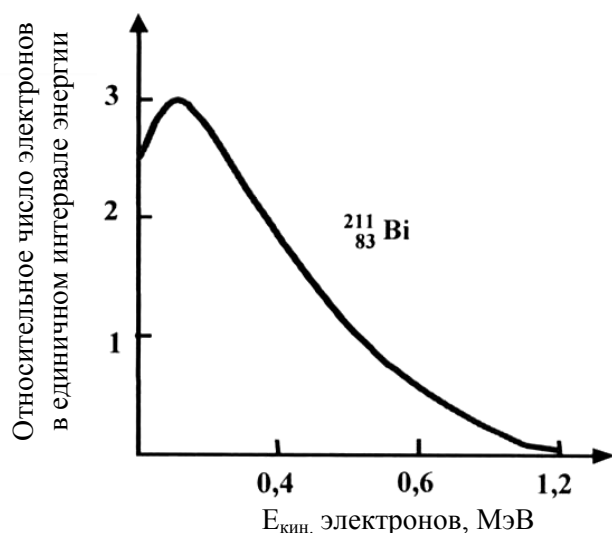
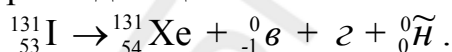


Рис. 2.3

Для каждого конкретного радионуклида существует свое характерное значение максимальной энергии частицы  $E_{max}$ .

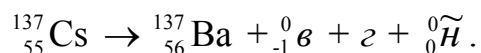
Рассмотрим некоторые примеры  $\beta^-$ -распада элементов, обусловивших значительное радиационное заражение среды после аварии на Чернобыльской АЭС. В первое время после аварии основной вклад в суммарную радиоактивность давал радиоактивный йод, распадающийся по схеме:



Электронный распад  ${}_{53}^{131}\text{I}$  сопровождается испусканием гамма-квантов.

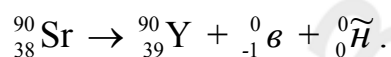
Максимальная энергия образующихся при этом распаде электронов составляет 0,81 МэВ, а гамма-квантов – 0,72 МэВ. Причем скорость распада йода велика (за 8 суток распадается примерно половина ядер), в связи с чем велико число электронов, а также гамма-квантов, испускаемых за единицу времени. Поэтому радиоактивный йод легко обнаруживается по интенсивному гамма-излучению.

Распад радиоактивного  ${}_{55}^{137}\text{Cs}$  также сопровождается испусканием гамма-квантов:

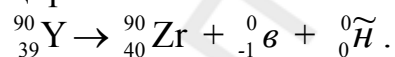


Максимальная энергия  $\beta^-$ -частицы 1,18 МэВ,  $\gamma$ -кванта – 0,66 МэВ. Скорость распада у  ${}_{55}^{137}\text{Cs}$  существенно ниже, чем у  ${}_{53}^{131}\text{I}$  – здесь половина ядер распадается примерно за 30 лет.

Распад радиоактивного  ${}_{38}^{90}\text{Sr}$  не сопровождается испусканием  $\gamma$ -квантов:

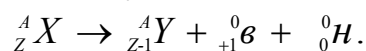


Образующееся в результате распада ядро атома иттрия также неустойчиво и, распадаясь с испусканием электрона, превращается в стабильное ядро циркония:

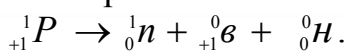


Радиационное заражение среды радионуклидами, не испускающими при распаде  $\gamma$ -кванты, обнаружить более сложно, поскольку, как будет показано далее, регистрация  $\beta^-$ -излучения – более сложная задача, чем обнаружение  $\gamma$ -излучения.

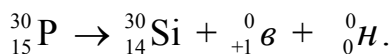
2. *Позитронный, или  $\beta^+$ -распад.* В этом случае при распаде испускается позитрон, образуется ядро нового элемента, порядковый номер которого на единицу меньше исходного, и возникает еще нейтрино:



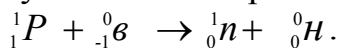
Позитрон образуется в результате внутриядерного превращения протона в нейтрон:



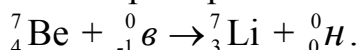
Примером такого распада может служить превращение фосфора в кремний:



3. *Электронный захват, или e-захват.* В данном случае электрон, принадлежащий одной из внутренних оболочек атома, захватывается ядром, в результате чего протон ядра превращается в нейтрон с выделением нейтрино:



Примером e-захвата может служить превращение бериллия в литий:



Поскольку при данном виде радиоактивности освобождается место для электрона во внутренней оболочке атома, электрон переходит на это место из оболочки более удаленной от ядра, что порождает при e-захвате возникновение характеристического рентгеновского излучения. На рис. 2.4 проиллюстрирован случай захвата ядром электрона с K-оболочки (K-захват) и возникновения характеристического излучения при переходе электрона с L- на K-оболочку.

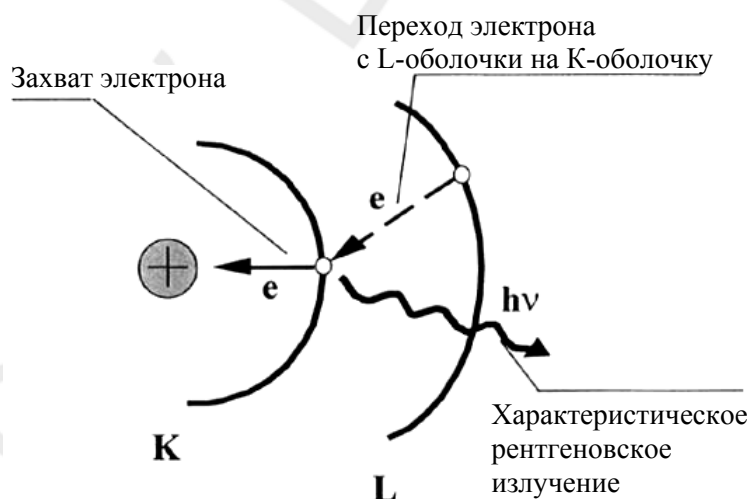


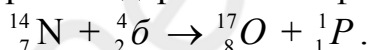
Рис. 2.4

### 2.3. Простейшие ядерные реакции.

#### Методы получения радионуклидов

*Ядерной реакцией называют взаимодействие данного атомного ядра с элементарной частицей или с другим ядром и образование в результате ядра другого элемента.*

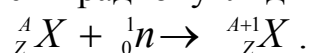
Первая ядерная реакция была осуществлена Резерфордом при бомбардировке ядер азота альфа-частицами:



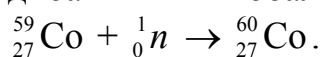
При этом ядра азота превращались в ядра кислорода с выделением протона. Для осуществления ядерных реакций при бомбардировке ядер заряженными частицами (альфа-частицами, протонами, дейтронами) необходимо их ускорить до довольно высоких энергий, чтобы заряженная частица преодолела силы электростатического отталкивания от протонов ядра и была «захвачена» короткодействующими ядерными силами. После захвата частицы бомбардируемым ядром образуется промежуточное ядро, находящееся в возбужденном

состоянии. Внутренняя структура ядра изменяется. Через  $10^{-15}$ – $10^{-12}$  с между нуклонами устанавливаются связи, образующие относительно устойчивый комплекс, а оказавшаяся «лишней» для этого комплекса частица выбрасывается из ядра. При бомбардировке альфа-частицами чаще всего «лишним» оказывается протон или нейтрон, при бомбардировке протонами – нейтрон или альфа-частица. Образующиеся новые ядра чаще всего неустойчивы – подвергаются радиоактивному распаду того или иного вида. Итак, бомбардировка ядер атомов заряженными элементарными частицами в ускорителях – один из методов получения радионуклидов.

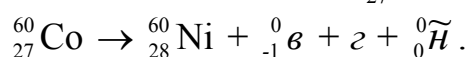
Радионуклиды в относительно больших количествах могут быть получены в атомных реакторах путем облучения ядер стабильных элементов нейтронами (нейтронная активация). Поглощая нейтрон, стабильное ядро превращается в радионуклид того же элемента:



Таким образом можно получить широко применяющийся в медицине радиоактивный кобальт:



Радиоактивный  ${}^{60}_{27} \text{Co}$  подвержен электронному распаду:



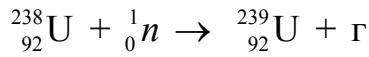
Образующееся ядро атома никеля оказывается в возбужденном состоянии. Его переход в основное состояние сопровождается испусканием гамма-кванта и, кроме того, – образованием еще и антинейтрино. Возникающее при этом гамма-излучение используется в лучевой терапии для воздействия на злокачественные новообразования.

Ядерные превращения, происходящие под действием нейтронной бомбардировки, совершаются эффективнее на замедленных нейтронах, поскольку быстрые нейтроны могут испытывать упругое соударение с ядром и рассеиваться.

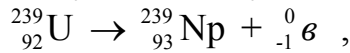
Итак, другой (более распространенный) метод получения радионуклидов – бомбардировка ядер атомов нейтронами (нейтронная активация).

Радионуклиды можно получить также путем выделения их из продуктов деления ядер урана, содержащихся в отработанных стержнях уранового реактора (например, радиоактивный йод).

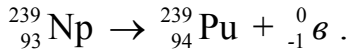
Описанные ядерные реакции следует отличать от цепных реакций деления ядер, которые используются для получения энергии в ядерных реакторах. В данном случае после поглощения нейтрона ядром последнее делится с испусканием нескольких нейтронов и выделением энергии. Этот процесс сопровождается реакциями, тип которых описан выше. Примером может служить наработка  ${}^{239}_{92} \text{Pu}$  в урановом реакторе. В ядерный реактор большой мощности (типа РБМК Чернобыльской АЭС) загружается около 190 т топлива в виде природного урана, состоящего в основном из  ${}^{238}_{92} \text{U}$ , слабо обогащенного  ${}^{235}_{92} \text{U}$ . Превращение некоторой части урана в плутоний происходит в несколько этапов. При облучении  ${}^{238}_{92} \text{U}$  нейтронами образуется  ${}^{239}_{92} \text{U}$ :



Образовавшийся  ${}_{92}^{238}\text{U}$  превращается за счет электронного распада в радионуклид нептуния:



который из-за последующего распада превращается в радиоактивный плутоний:



Образовавшийся  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$  при попадании в окружающую среду вызывает ее длительное и крайне опасное радиационное загрязнение из-за своей альфа-радиоактивности.

## 2.4. Основной закон радиоактивного распада

Предсказать время, в течение которого отдельно взятое ядро радиоактивного атома распадется, невозможно, можно лишь сделать заключение о вероятности данного события. Если же имеется большая совокупность ядер, то легко вывести статистический закон, выражающий зависимость числа нераспавшихся ядер от времени. Он устанавливается на основании следующих соображений.

Будем считать, что за малый промежуток времени  $dt$  распадется на число ядер  $dN$ . Очевидно, это число пропорционально промежутку времени  $dt$  и общему числу нераспавшихся к данному моменту радиоактивных ядер  $N$ . Тогда дифференциальное уравнение, описывающее процесс распада, приобретает следующий вид:

$$dN = -\lambda N dt. \quad (2.1)$$

Знак минус указывает на убыль числа нераспавшихся со временем ядер, коэффициент  $\lambda$  зависит от вида ядер и называется *постоянной распада*. Введем начальное условие для этого уравнения, обозначив число атомов в исходный момент времени через  $N_0$  ( $N = N_0$  при  $t = 0$ ). Результат решения дифференциального уравнения (2.1) с учетом этого начального условия будет выглядеть так:

$$N = N_0 e^{-\lambda t}. \quad (2.2)$$

Следовательно, закон радиоактивного распада формулируется следующим образом: число нераспавшихся ядер атомов убывает со временем экспоненциально. Скорость распада определяется видом ядер – постоянной радиоактивного распада, входящей в показатель экспоненты в формуле (2.2). На практике вместо постоянной распада используют однозначно связанную с ней величину – *период полураспада*, т.е. время, за которое распадается половина радиоактивных ядер (остается их число, равное  $N_0/2$ ). Период полураспада может быть определен

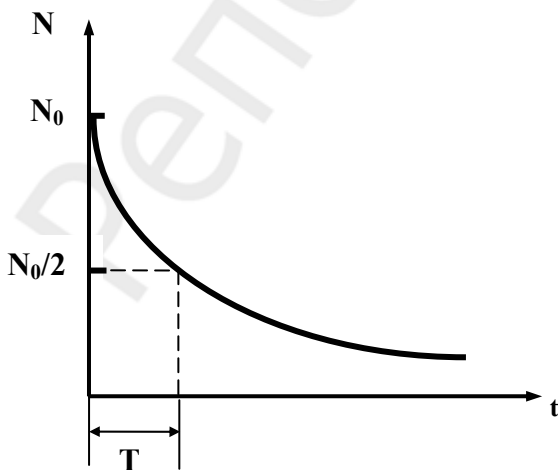


Рис. 2.5

из графической зависимости  $N(t)$ , представленной на рис. 2.5.

Установим аналитическую связь между постоянной распада  $\lambda$  и периодом полураспада  $T$ . Для этого подставим в уравнение (2.2)  $t=T$ , тогда  $N_0/2 = N_0 e^{-\lambda T}$ . Преобразовав данное выражение, получим:  $2=e^{-\lambda T}$ , или окончательно:

$$T = \frac{\ln 2}{\lambda} \approx \frac{0,69}{\lambda}.$$

Отметим, что постоянная распада  $\lambda$  измеряется в единицах, обратных времени, а период полураспада определяют в секундах, часах, годах и т.д.

Кроме введенных параметров  $\lambda$  и  $T$ , радионуклиды характеризуют иногда *средним временем жизни*  $\tau$  – промежутком времени, за который число нераспавшихся ядер убывает в  $e$  раз. Среднее время жизни определяется также через  $\lambda$  или  $T$ . Подставив в уравнение (2.2)  $t = \tau$  и  $N = N_0/e$ , получим:

$$\tau = \frac{1}{\lambda} = \frac{T}{0,69}.$$

Уменьшение количества находящихся в организме радионуклидов обусловливается не только радиоактивным распадом, происходящим по закону (2.2), но и их биологическим выведением. Количественно процессы выведения характеризуют постоянной биологического выведения  $\lambda_B$  или (чаще) *периодом биологического полувыведения*  $T_B$ , представляющим собой время, за которое количество радионуклидов в организме (или органе) уменьшается вдвое только вследствие выведения из него. Очевидно, что  $T_B = \ln 2 / \lambda_B$ .

Дифференциальное уравнение (2.1) радиоактивного распада для описания исчезновения выводящихся из организма радионуклидов, принимает вид:

$$dN = -(\lambda_p + \lambda_B) N dt \quad \text{или} \quad dN = -\lambda_{\text{эф}} N dt, \quad (2.3)$$

где  $dN$  – по-прежнему убыль нераспавшихся ядер за время  $dt$ ;  $\lambda_{\text{эф}} = \lambda_p + \lambda_B$  – эффективная постоянная, измеряемая в единицах, обратных времени ( $\text{с}^{-1}$ ,  $\text{сут}^{-1}$  и др.),  $\lambda_p$  – постоянная радиоактивного распада, обозначавшаяся ранее символом  $\lambda$ .

Эффективный период биологического полувыведения  $T_{\text{эф}}$  – это время, за которое количество нераспавшихся ядер в организме уменьшается вдвое за счет указанных двух процессов – распада и выведения. Его связь с  $T_B$  и  $T_p$  (период полураспада, обозначавшийся ранее символом  $T$ ) легко определить с помощью соотношения:

$$\lambda_{\text{эф}} = \frac{\ln 2}{T_{\text{эф}}} = \frac{\ln 2}{T_p} + \frac{\ln 2}{T_B} \quad \Rightarrow \quad \frac{1}{T_{\text{эф}}} = \frac{1}{T_p} + \frac{1}{T_B}.$$

Следовательно:

$$T_{\text{эф}} = \frac{T_B \cdot T_p}{T_B + T_p}. \quad (2.4)$$

Если в органе содержатся короткоживущие радионуклиды (например,  $^{131}\text{I}$ , для которого  $T_p = 8$  суток,  $T_B = 138$  суток, т.е.  $T_p \ll T_B$ ), то время их исчезновения из организма практически определяется периодом полураспада.

Когда, наоборот,  $T_p \gg T_B$ , то время очистки организма от радионуклидов определяется практически только процессами выведения. Это характерно, на-



пример, для  $^{137}\text{Cs}$ , у которого период полураспада 30 лет, а период полувыведения около 70 суток.

Большую опасность для организма создают инкорпорированные в нем радионуклиды с большими значениями  $T_p$  и  $T_B$ , к примеру,  $^{239}\text{Pu}$  – его период полураспада 24 тыс. лет; он практически не выводится из организма.

## 2.5. Активность. Единицы измерения активности

Воздействие на биологические объекты гамма-фотонов и частиц, возникающих при распаде радионуклидов, зависит от количества распадов за единицу времени, т.е. от скорости распада радионуклидов, определяющей их активность. Таким образом, активность  $A$  радиоактивного препарата является его важнейшей характеристикой и определяется числом актов распада за единицу времени:

$$A = - \frac{dN}{dt}. \quad (2.5)$$

В формулу (2.5) подставим (2.2) – конкретную зависимость  $N(t)$  – закон радиоактивного распада – и произведем его дифференцирование по времени:

$$A = - \frac{d}{dt} \left( N_0 \cdot e^{-\lambda t} \right) = -(-\lambda) N_0 \cdot e^{-\lambda t} = \lambda N_0 \cdot e^{-\lambda t}. \quad (2.5)$$

Окончательно получим:

$$A = \lambda N \quad \text{или} \quad A = \frac{N}{T} \cdot 0,69. \quad (2.6)$$

Активность радионуклидов в данный момент времени определяется числом нераспавшихся к этому моменту ядер. Видно, что активность препарата тем больше, чем выше содержание в нем радиоактивных ядер и чем меньше их период полураспада. Со временем активность убывает по экспоненциальному закону:  $A = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$ .

За единицу активности в международной системе единиц принимают *беккерель* Бк – активность нуклида в радиоактивном источнике, в котором за 1 с происходит 1 распад. Используется еще внесистемная единица активности – *кюри* Ки, представляющая активность 1 г радия  $^{226}_{88}\text{Ra}$ , находящегося в равновесии со своими продуктами распада. Эта единица измерения активности весьма велика:  $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$ . Активность типичных расфасовок радиоактивных веществ, применяемых для лабораторных исследований, составляет обычно микро- и милликюри.

Установим связь между массой радионуклидов  $m$  и их активностью. Число нераспавшихся ядер  $N$  равно их массе, деленной на массу одного атома (массой электронов можно пренебречь):  $N = m/m_A$ . Учитывая, что масса одного атома равна атомной массе  $M$ , деленной на число Авогадро  $N_A$ , и используя формулу (2.6), получим:

$$A = \frac{0,69 \cdot N}{T} = \frac{0,69 \cdot m \cdot N_A}{TM} = \frac{0,69 \cdot 6,02 \cdot 10^{23} \cdot m}{TM} = 4,17 \cdot 10^{23} \frac{m}{TM}.$$

Подставив в данное выражение массу радионуклида в граммах и его атомную массу в г/моль, а значение периода полураспада в секундах, получим активность в беккерелях.

По известной активности радионуклида, наоборот, можем найти его массу в граммах:

$$m = 2,4 \cdot 10^{-24} A \cdot T \cdot M.$$

Например, определим активность 1 г  $^{226}_{88}\text{Ra}$  ( $T = 1600$  лет =  $5,04 \cdot 10^{10}$  с):

$$A = 4,17 \cdot 10^{23} \frac{1}{226 \cdot 5,04 \cdot 10^{10}} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк.}$$

Как показывает расчет, активность 1 г радия равна 1 Ки.

Для характеристики радиационной загрязненности объекта (например, твердых продуктов питания) вводят *удельную массовую активность*  $A_m$  – отношение активности радионуклидов к массе содержащего их объекта  $m$ :  $A_m = A/m$  (Бк/кг или Ки/кг).

Если рассматриваемый объект – жидкость или газ (например, вода или воздух), то его характеризуют *удельной объемной активностью* – отношением активности радионуклидов в образце к его объему  $V$ :  $A_V = A/V$  (Бк/м<sup>3</sup>, Бк/л, Ки/л).

*Удельная поверхностная активность* применяется для оценки радиационной загрязненности поверхностей и представляет собой отношение активности радионуклидов, содержащихся на поверхности образца, к площади  $S$  этой поверхности:  $A_S = A/S$ . Системная единица ее измерения Бк/м<sup>2</sup>, а в публикуемых картах радиоактивной загрязненности больших территорий данные приводятся в Ки /км<sup>2</sup>.

## 2.6. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом

Рассмотрим вначале **общие параметры, характеризующие взаимодействие ионизирующего излучения с веществом.**

Основная часть энергии заряженных частиц и  $\gamma$ -квантов, взаимодействующих с веществом, идет на его ионизацию. Степень этой ионизации зависит от свойств излучения, от структуры объекта и от расстояния  $\ell$ , которое квант излучения или частица проходит в веществе. Например,  $\alpha$ -частицы и протоны создают максимальную ионизацию в конце пробега – перед моментом полной растраты своей энергии. Для количественной характеристики ионизирующего эффекта частицы, распространяющейся в веществе по направлению  $\ell$ , произвольно выделим тонкий слой его толщиной  $d\ell$ . Допустим, в нем образовалось число пар ионов  $dn$  (рис. 2.6). Отношение числа ионов одного знака, образованных заряженной ионизи-

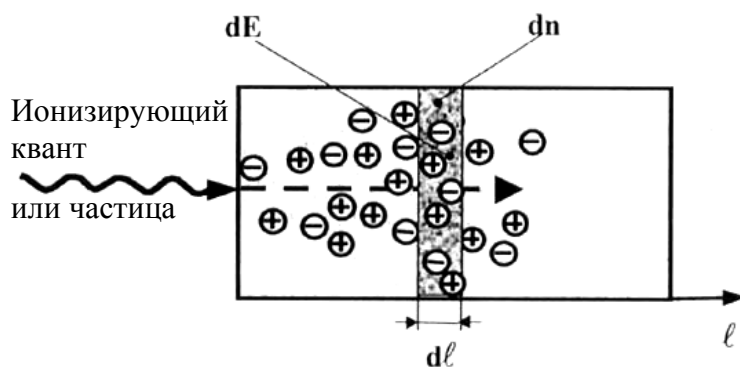


Рис. 2.6

рующей частицей на элементарном пути  $d\ell$ , к величине этого пути представляет собой *линейную плотность ионизации* ( $i$ ):  $i = dn / d\ell$ . Обычной единицей ее измерения является число частиц/см или пар ионов/см. Подчеркнем, что линейная плотность ионизации зависит от пути, пройденного частицей в веществе:  $i = f(\ell)$ .

Энергия, передаваемая частицей веществу, расходуется не только на его прямую ионизацию, но и на другие структурные перестройки, характер и степень развития которых также зависят от вида излучения и состава вещества. Чем больше энергия  $dE$ , выделившаяся в слое толщиной  $d\ell$ , тем сильнее разрушительное действие ионизирующего излучения.

Физической характеристикой качества ионизирующего излучения является *линейная передача энергии (ЛПЭ)*, т.е. отношение энергии  $dE$ , переданной среде движущейся заряженной частицей вследствие столкновений при перемещении ее на расстояние  $d\ell$ , к этому расстоянию: ЛПЭ =  $dE / d\ell$ . Системной единицей ее измерения является Дж/м. Чаще данную величину измеряют во внесистемных единицах: килоэлектрон-вольт на микрометр воды (кэВ/мкм). Для незаряженных частиц ЛПЭ не применяется, но используются значения ЛПЭ вторичных заряженных частиц, образующихся в веществе.

Как и линейная плотность ионизации, ЛПЭ зависит от расстояния, пройденного частицей или квантом в веществе. Быстрые электроны теряют энергию при прохождении первых сантиметров биологической ткани. Тяжелые заряженные частицы (альфа-частицы, протоны, дейтроны) вначале пробега растрачивают энергию довольно равномерно, а в конце его ЛПЭ для этих частиц резко возрастает.

*Средний линейный пробег* частицы определяется средним значением расстояния между началом и концом пробега – тем средним путем, который частица проходит в веществе от момента ее вхождения в него до полной остановки.

Рассмотрим теперь **особенности взаимодействия** с веществом различных частиц.

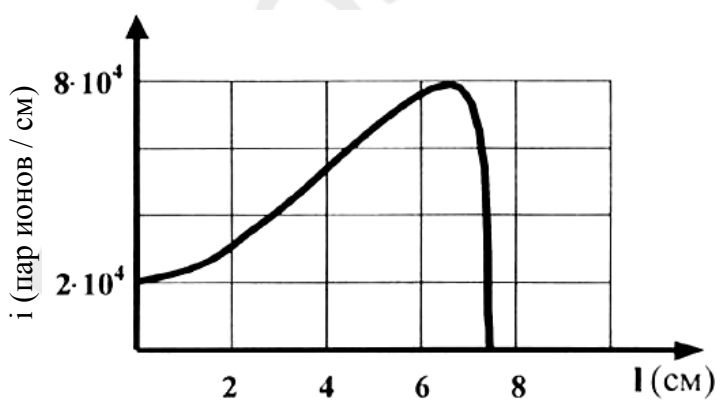


Рис. 2.7

*Альфа-частицы* обладают высокой ионизирующей способностью. На рис. 2.7. показана зависимость линейной плотности ионизации воздуха от длины пути, пройденного в нем альфа-частицей, возникающей при распаде естественно-радиоактивных нуклидов. По мере продвижения альфа-частицы в вещество плотность ионизации вначале возрастает, а затем, практически при за-

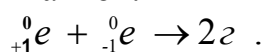
вершении пробега, резко падает. Как видно из рисунка 2.7, линейная плотность ионизации в воздухе изменяется от  $2 \cdot 10^4$  в начале пробега до  $8 \cdot 10^4$  пар ионов/см в его конце.

Суммарное число ионов, образованных в веществе за счет полного пробега альфа-частицы может быть получено интегрированием зависимости  $i(\theta)$ . Средний линейный пробег альфа-частицы зависит от ее энергии и свойств вещества. В воздухе он равен нескольким сантиметрам, в жидкостях и биологических тканях –  $10 \div 100$  мкм. Несмотря на небольшую глубину проникновения альфа-частиц в биологическую ткань, их разрушительное действие весьма значительно из-за высокой ионизирующей способности.

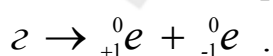
Кроме ионизации, при взаимодействии альфа-частиц с веществом возникает ряд других эффектов: возбуждение атомов, возникновение характеристического рентгеновского излучения, радиолуминесценция и т.д. Более редко имеет место процесс взаимодействия альфа-частиц с ядрами атомов, входящих в состав вещества. В этом случае возможны ядерные реакции.

*Бета-частицы*, обладая по сравнению с альфа-частицами меньшим зарядом и существенно меньшей массой, отличаются и меньшей ионизирующей способностью. В воздухе линейная плотность ионизации может быть рассчитана по формуле:  $i = k (c/v)^2$ , где  $c$  – скорость света в вакууме;  $v$  – скорость бета-частицы;  $k \approx 46$  пар ионов/см. Бета-частицы при распространении в веществе сильно изменяют свои первичные направления за счет рассеяния на электронах вещества. Глубина проникновения бета-излучения в ткани организма 10–15 мм.

Кроме ионизации, за счет торможения электронов в веществе возникает *тормозное рентгеновское излучение*. Позитроны при попадании в вещество могут вступать в реакцию аннигиляции с электронами с образованием гамма-квантов:



*Гамма-излучение*, представляя собой весьма короткие электромагнитные волны, является более жестким, чем рентгеновское излучение, хотя их первичные механизмы взаимодействия с веществом во многом сходны. В первичных актах взаимодействия меньшее значение имеет когерентное рассеяние, поскольку оно проявляется для энергий кванта, меньших, чем энергия ионизации атома. Гамма-фотон обладает большей энергией, чем квант рентгеновского излучения, поэтому за счет фотоэффекта, а также некогерентного рассеяния при его взаимодействии с веществом образуются рассеянные вторичные гамма-кванты высоких энергий и электроны, ионизирующие среду. Кроме того, высокоэнергетичные гамма-кванты в силовом поле ядер атомов вещества могут вызывать образование электронно-позитронных пар. Это процесс, обратный приведенной выше реакции аннигиляции:



Поскольку при распространении в веществе гамма-излучение вызывает ряд вторичных процессов, экспоненциальный закон ослабления его интенсивности в данном случае выполняется приближенно, особенно для гамма-квантов высоких энергий. Проникающая способность гамма-излучения весьма высока –

в воздухе средняя длина пробега квантов превышает десятки и даже сотни метров, тело человека пронизывается ими практически полностью.

*Нейтроны*, несмотря на отсутствие заряда, также оказывают на вещество ионизирующее действие за счет сложных процессов. Таковым может быть деление ядер при захвате нейтронов, из-за которого возникают радиоактивные осколки, заряженные частицы и гамма-излучение. Могут происходить ядерные реакции с выделением протонов и альфа-частиц. Поскольку из-за отсутствия заряда нейтроны глубоко проникают в вещество, защита от нейтронного облучения – сложная задача. Быстрые нейтроны необходимо сначала замедлить, для чего используются водородосодержащие вещества (например, вода). Затем применяют вещества, активно поглощающие нейтроны (например, кадмиевые поглотители).

## **2.7. Принципы радионуклидных методов диагностики**

В основе радионуклидной диагностики лежит использование радионуклидов или меченых ими химических соединений. Все радионуклидные методики связаны с введением радиофармацевтических препаратов в организм больного или в извлеченные из организма ткани и жидкости. Введенные в организм радионуклиды являются источниками  $\gamma$ -излучения, которое регистрируется специальными детекторами.

В составе радиодиагностических приборов выделяют три основных блока: 1) детектор, преобразующий излучение от объекта в электрические импульсы; 2) электронный блок, обеспечивающий необходимые преобразования (в частности, усиление) импульсов детектора и их передачу на регистрирующее устройство; 3) регистрирующее устройство, отображающее диагностическую информацию в той или иной форме; к нему могут прилагаться дополнительные устройства для обработки и анализа информации.

К вводимым внутрь организма радиофармацевтическим препаратам должны предъявляться следующие требования.

1. Радионуклид при распаде должен испускать частицы, которые легко регистрируются соответствующей аппаратурой. Альфа-активные радионуклиды для диагностических целей не пригодны – даже в весьма тонком слое биологической ткани они быстро поглощаются и не могут быть зарегистрированы. Бета-частицы можно зарегистрировать лишь при их испускании с тонких поверхностных слоев тела. Поэтому наибольшее значение в диагностике имеют гамма-излучающие радионуклиды, так как гамма-кванты за счет высокой проникающей способности легко детектируются, даже если исходят из глубоко расположенных внутренних органов.

2. Радиофармпрепараты, продвигаясь с жидкостями организма или включаясь в обмен веществ и излучая гамма-кванты, должны отражать интересующую врача-диагноста функцию органа или организма в целом.

3. Введенный препарат должен создавать минимальную лучевую нагрузку на организм. Это достигается применением радионуклидов с малым периодом полураспада и препаратов, которые достаточно быстро выводятся из организма. Период половинного исчезновения радионуклидов из организма за счет

их физического распада и биологического выведения должен приближаться по продолжительности ко времени диагностического обследования.

Методы радионуклидной диагностики условно можно разделить на две группы: радиографию и гамма-топографию.

**Радиография (гамма-хронография)** – метод функционального исследования, в основе которого лежит изучение *зависимости интенсивности гамма-излучения органа* (после введения радиофармацевтического препарата) *от времени*. Посредством таких исследований можно судить о движении крови по сосудам и камерам сердца, о функционировании печени, почек, легких и т.д.

Рассмотрим упрощенные примеры использования радиографии. При получении гамма-хронограммы сердца больного кладут на спину, в вену его локтевого сгиба вводят радиоактивный препарат, а над грудной клеткой устанавливают детектор гамма-излучения так, чтобы в него попадало гамма-излучение радиофармпрепарата, находящегося в области сердца. В результате детектор вырабатывает электрический сигнал, пропорциональный числу гамма-квантов, идущих от сердца за единицу времени, т.е. фиксирует скорость счета в зависимости от времени. Запись выходного сигнала детектора на ленте самописца имеет вид, показанный на рис. 2.8. Через несколько секунд после инъекции препарат достигает правого желудочка сердца. На ленте самописца начинается подъем кривой, который к 3–4-й секунде достигает максимума. Этот момент соответствует накоплению крови в правом желудочке сердца.

Затем препарат переходит с кровью в сосуды легких, что отражается снижением кривой. Заполнению левого желудочка соответствует следующий максимум графика, который из-за разбавления радионуклидов кровью будет меньше первого. Далее концентрация препарата снижается до некоторого стабильного уровня, что соответствует его равномерному распределению в крови.

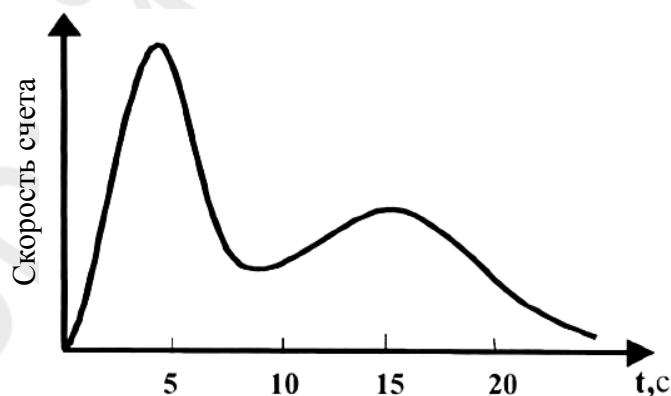


Рис. 2.8

Затем препарат переходит с кровью в сосуды легких, что отражается снижением кривой. Заполнению левого желудочка соответствует следующий максимум графика, который из-за разбавления радионуклидов кровью будет меньше первого. Далее концентрация препарата снижается до некоторого стабильного уровня, что соответствует его равномерному распределению в крови.

Обработка полученных данных позволяет рассчитать целый ряд важнейших гемодинамических показателей: минутный и ударный объемы крови, общее периферическое сопротивление и др. Вид регистрируемой кривой изменяется в зависимости от характера патологии. Так, если имеется дефект межжелудочковой перегородки и кровь правого и левого желудочков перемешивается до поступления в малый круг кровообращения, минимум на графике будет выражен слабо.

Рассмотрим еще один пример, связанный с радиографическим исследованием почек. Соответствующая гамма-хронограмма представлена на рис. 2.9. Радиоактивный препарат, введенный внутривенно, приносится с кровью в артерии почек. Это обуславливает быстрое появление гамма-излучения в области почек (возрастающая часть кривой). Затем содержимое канальцев стекает и в

течение нескольких минут практически создается равновесие между поступлением и убыванием радиоактивного препарата, чему соответствует вершина кривой. В дальнейшем отток начинает преобладать над поступлением и количество гамма-квантов, поступающих на детектор за единицу времени, уменьшается – это вызывает снижение кривой.

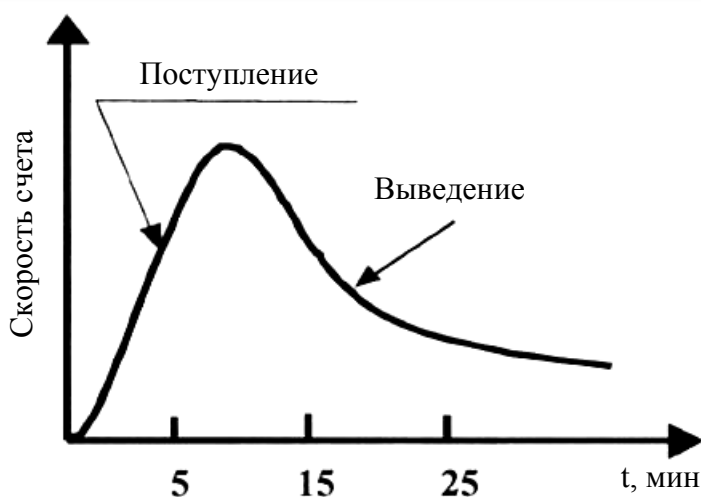


Рис. 2.9

Анализ полученных таким методом данных дает подробную информацию о функционировании почки. Можно, например, обнаружить преимущественное нарушение поступления препарата в почку (по восходящей ветви кривой) либо нарушение выведения (по нисходящей ветви).

Так, при мочекаменной болезни из-за перекрытия мочеточника камнем нисходящая ветвь гамма-хронограммы идет почти параллельно оси абсцисс. Сделав подобные измерения для каждой из двух почек, легко произвести сравнительную оценку их функционирования.

**Гамма-топография**, представляя собой клинико-анатомическое исследование, дает информацию о локализации, величине и положении органа, о распределении в нем функционирующей ткани. Она основана на изучении *пространственного распределения радионуклидов*, накапливающихся в органе. С помощью данного метода распределение радионуклидов в организме получают в виде изображения.

Один из методов получения изображения – *сканирование* заключается в следующем. Детектор гамма-излучения последовательно перемещается над исследуемой частью тела (рис. 2.10).

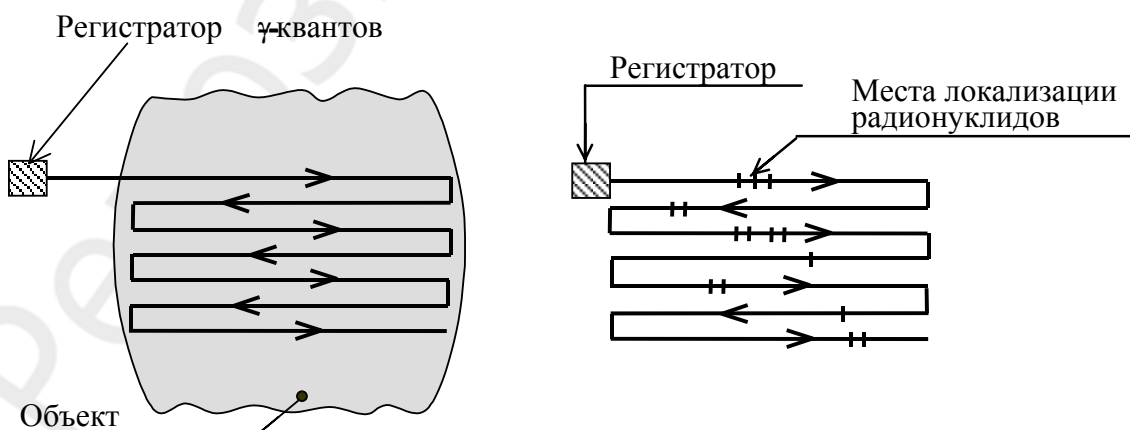


Рис. 2.10

Информация о распределении радионуклида перерабатывается в изображение на бумаге. Каждому гамма-кванту, улавливаемому детектором, соответствует электрический импульс, а этому импульсу – штрих на бумаге. О распре-

делении радионуклида судят по положению и густоте штриховки. В качестве

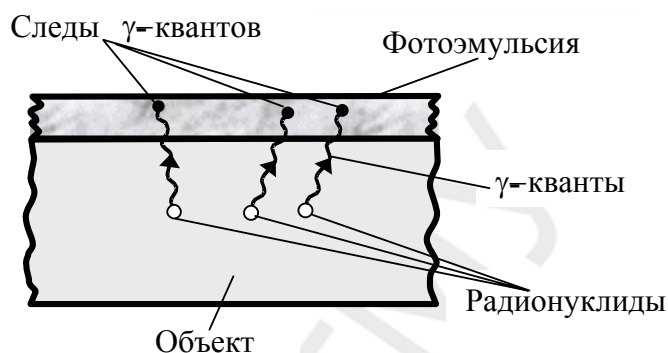


Рис. 2.12

примера на рис. 2.11 показана гамма-топограмма щитовидных желез.

Метод гамма-топографии не требует последовательных передвижений детектора. Этот метод проиллюстрирован на рис. 2.12: на исследуемый объект наносится тонкий слой фотоэмульсии, и при распаде радионуклидов, содержащихся в объекте, испускаемые ионизирующие частицы или кванты оставляют следы в определенных участках фотоэмульсии, на которой фиксируются следы распада радионуклидов в объекте. Детектором гамма-излучения является кристалл, куда попадает излучение всего исследуемого объекта. В результате взаимодействия гамма-квантов в местах их попадания на кристалл возникают световые вспышки (сцинтилляции), изображение которых получают на экране осциллографа, на пленке или фотобумаге.

Возможности гамма-топографии проиллюстрируем простейшим примером исследования печени. После внутривенного введения радиоактивного препарата печень здорового человека накапливает его достаточно равномерно. Если же часть функционирующей паренхимы печени заменена соединительной тканью (например, при циррозе), то в этих местах радионуклидов будет накапливаться существенно меньше, чем в здоровой части, и очаги поражения проявляются на гамма-топограмме. На рис. 2.13 представлена гамма-топограмма печени, где в ее левой доле находится участок с пониженным содержанием радионуклидов.

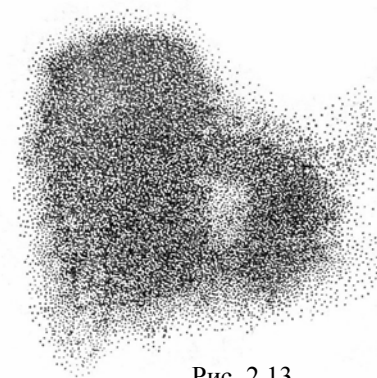


Рис. 2.13

Хотя гамма-топография представляет собой морфологическое исследование, по серии гамма-топограмм можно определять сроки и характер накопления радионуклида в органе, а также его выведения, т.е. так же, как и при радиографии, можно судить о функции органа.

## 2.8. Физические основы лучевой терапии

Лучевая терапия – клиническая дисциплина, изучающая применение ионизирующих излучений для лечения болезней. Методы лучевой терапии явля-



ются одними из ведущих методов, применяющихся в комплексном лечении больных со злокачественными новообразованиями.

При использовании лучевой терапии необходимо наиболее интенсивно воздействовать излучением на очаг патологии при минимальном поглощении энергии в окружающих его здоровых тканях и органах. Это весьма серьезная проблема, и некоторые приемы ее разрешения для каждого конкретного случая лечения предусматривают оптимальный выбор излучения с определенными физическими свойствами и способа воздействия.

Рассмотрим некоторые особенности излучений, применяемых для лучевой терапии.

**Рентгеновское излучение** низких и средних энергий обуславливает эффект при воздействии на поверхностно располагающиеся образования или при лечении заболеваний, не требующих высокоинтенсивного облучения. Это вызвано тем, что в глубине ткани интенсивность такого рентгеновского излучения достаточно резко убывает и в 10 см от поверхности обычно не превышает 20% интенсивности падающего пучка рентгеновских лучей. На рис. 2.13, где представлено распределение поглощенной энергии некоторых излучений в биологической ткани, ослабление рентгеновского излучения показано пунктирной кривой.

**Гамма-излучение** вызывает максимальную ионизацию слоев ткани, располагающихся существенно глубже от поверхности. Это позволяет разрушать глубоко располагающиеся опухоли с несколько меньшим риском повреждения кожи и окружающих здоровых тканей. Источником излучения в гамма-терапии чаще всего являются радионуклиды  $^{60}_{27}\text{Co}$ , создающие при распаде наряду с электронами высокоэнергетичные гамма-кванты.

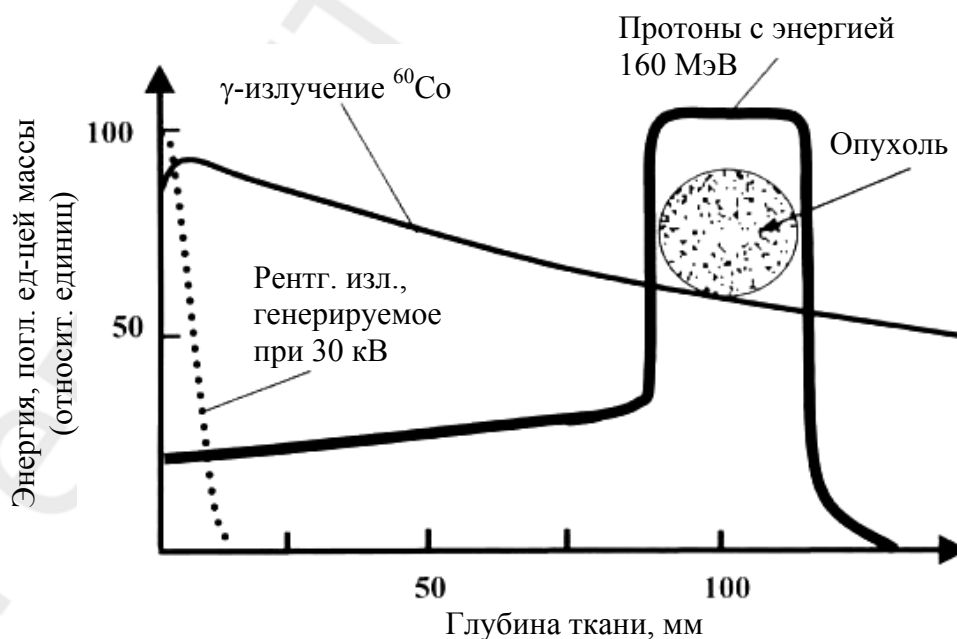


Рис. 2.14

**Электронные пучки** с энергией 25 МэВ создают ионизацию, максимальное значение которой достигается на глубине 1–3 см. Они используются для

облучения неглубоко лежащих патологических очагов. До столь значительных энергий электронные пучки разгоняются в ускорителях.

Вообще ускорители заряженных частиц используются в лучевой терапии не только для сообщения высокой энергии частицам, непосредственно воздействующим на объект. В ускорителях электронов (бетатронах) за счет резкого торможения электронов, попадающих на мишень, получают жесткое тормозное рентгеновское излучение с высокой энергией квантов (десятки МэВ), которые используются для облучения. При этом максимальная ионизация тканей происходит на глубине 4–6 см, а ткани, располагающихся ближе к поверхности тела, получают не более половины максимальной дозы.

**Протоны**, как и альфа-частицы, дают максимум ионизации в конце своего пробега в веществе. Это позволяет при протонном облучении подвести высокую энергию к облучаемому очагу без существенного облучения окружающих его нормальных тканей. Однако для проникновения протонных пучков в ткань на глубину 11–14 см они должны обладать энергией 120–160 МэВ.

**Альфа-частицы** из-за малого пробега в веществе могут использоваться в лучевой терапии при контакте с организмом или при введении внутрь его. Характерным примером является радоновая терапия. Воды, содержащие  $^{222}_{86}\text{Rn}$  и его продукты распада могут использоваться для воздействия на кожу через радоновые ванны, органы пищеварения (питье) и дыхания (ингаляции).

**Нейтроны** с энергией 10–15 МэВ обуславливают распределение производимой ионизации по глубине ткани, сходное с аналогичными эффектами при рентгеновском облучении – максимум ионизирующего эффекта располагается на поверхности облучаемого участка тела.

## Контрольное задание и вопросы

1. Определить радионуклид, который образуется в результате захвата нейтронов ядрами  $^{238}_{92}\text{U}$  и двух последующих  $\beta$ -распадов. Какова схема дальнейшего распада образовавшегося нуклида?

2. Записать реакцию распада  $^{131}_{53}\text{I}$ . Почему загрязнение среды этим радионуклидом и его наличие в организме наиболее просто обнаружить? В чем сущность йодной профилактики?

3. Записать реакции распада  $^{137}_{55}\text{Cs}$  и  $^{90}_{38}\text{Sr}$ . В чем состоят различия в накоплении этих радионуклидов в тканях организма? Наличие какого из них обнаруживается проще? Почему?

4. Постоянная радиоактивного распада нуклида  $1,61 \cdot 10^{-6} \text{ с}^{-1}$ . Найти его период полураспада и среднюю продолжительность жизни.

5. Определить постоянную радиоактивного распада радионуклида, если известно, что за 1 час его активность уменьшилась на 15%. Найти период полураспада.

6. В  $1 \text{ см}^3$  морской воды находится  $10^{-15} \text{ г } ^{226}_{88}\text{Ra}$ ; период его полураспада 1622 года. Какое количество воды будет иметь активность в 1 мКи?

7. Радиоактивный углерод  $^{14}_6\text{C}$  (период полураспада 5569 лет), находящийся в теле человека, обладает активностью 2500 Бк. Определить его количество в граммах.

8. Допустимый уровень загрязнения рабочих помещений для бета-активных радионуклидов (кроме  $^{90}_{38}\text{Sr}$ ) 2000 частиц/( $\text{см}^2 \cdot \text{мин}$ ); для  $^{90}_{38}\text{Sr}$  – в 5 раз меньше. Допустим ли уровень загрязнения поверхности с бета-активностью  $50 \text{ Ки/км}^2$ , если это загрязнение обусловлено только  $^{137}_{55}\text{Cs}$ ; если –  $^{137}_{55}\text{Cs}$  и  $^{90}_{38}\text{Sr}$ ?

9. При перевозках грузов в пределах санитарно-защитной зоны допустимое загрязнение поверхности контейнеров альфа-активными нуклидами не должно превышать  $10$  частиц/( $\text{см}^2 \cdot \text{мин}$ ). Найти допустимую активность поверхности контейнера в  $\text{Ки/м}^2$ .

10. Человек с массой тела 70 кг содержит около  $6 \cdot 10^{-9} \text{ г } ^{226}_{88}\text{Ra}$  и примерно 260 г калия. Найти активность тела человека, обусловленную альфа- и бета-распадами этих элементов. Радиоактивность калия определяется радионуклидом  $^{40}_{19}\text{K}$ , который составляет  $1,19 \cdot 10^{-4}$  часть естественной смеси изотопов калия. В 89% случаев  $^{40}_{19}\text{K}$  претерпевает бета-распад с периодом полураспада  $1,3 \cdot 10^9$  лет. Период полураспада  $^{226}_{88}\text{Ra}$  1620 лет.

11. Найти число альфа-частиц, испускаемых за 1 с  $1 \text{ г } ^{226}_{88}\text{Ra}$ .

12. При распаде  $1 \text{ г } ^{238}_{92}\text{U}$  в 1 с испускается  $1,23 \cdot 10^4$  альфа-частиц. Определить период полураспада этого радионуклида и его удельную активность в  $\text{Ки/кг}$ .

13. Сколько ядер  $^{238}_{92}\text{U}$  (период полураспада  $4,5 \cdot 10^9$  лет) распалось в течение года, если первоначальная масса его была 1 г?

14. Сформулируйте и обоснуйте основные требования к радиофармпрепаратам.

15. Удельная активность раствора  $^{131}\text{I}$  на 10 мая составляла 10 МБк/мл. Сколько миллилитров раствора надо было дать больному 18 мая, чтобы активность введенного объема раствора составила 500 кБк?

16. Определить активность содержащегося в организме радия, если известно, что активность выделений (по радию) равна 600 расп./мин. Считать, что за сутки из организма выводится 0,01% содержащегося в нем радия.

17. Какой вид излучения следует выбрать для облучения небольшой опухоли, располагающейся на глубине 3 см – пучок электронов высокой энергии или гамма-излучение  $^{60}\text{Co}$ ?

### 3. Дозиметрия ионизирующих излучений

Биологические последствия действия ионизирующих излучений на клеточном, тканевом, органном и организменном уровнях определяются энергией воздействия, конкретным видом излучения и структурой объекта.

Для количественной оценки биологических эффектов, возникающих при действии ионизирующих излучений на биологические объекты, необходимо ввести объективные и доступные измерению физические характеристики излучения, от которых зависит степень этих эффектов.

Определение физических характеристик излучения с целью установления и прогнозирования радиационных воздействий на организм – задача дозиметрии. *Дозиметрия – это область прикладной физики, которая изучает как физические величины, характеризующие действие ионизирующих излучений на объекты живой и неживой природы, так и методы и приборы для измерения этих величин.*

#### 3.1. Экспозиционная доза излучения

Наиболее просто характеризовать радиационные воздействия количественным выражением того основного эффекта, который ионизирующие излучения производят в веществе – степенью его ионизации, т.е. суммарным зарядом ионов в единице массы вещества.

*Экспозиционная доза излучения  $X$  представляет собой отношение суммарного заряда  $dQ$  ионов, образовавшихся в некоторой массе воздуха  $dm$  под действием рентгеновского или гамма-излучения, к величине этой массы:*

$$X = \frac{dQ}{dm}. \quad (3.1)$$

В формуле (3.1) масса  $dm$  считается настолько малой, что распределение по ней заряда  $dQ$  принимается за равномерное. Если в любой массе  $m$  заряд  $Q$  распределен равномерно, то:

$$X = \frac{Q}{m}. \quad (3.2)$$

Подчеркнем, что экспозиционная доза определяется только для воздуха и только для рентгеновского и гамма-излучения. То есть она характеризует радиационную обстановку вокруг объекта – степень ионизации окружающей воздушной среды электромагнитным излучением.

Из формул (3.1) и (3.2) видно, что системная единица измерения экспозиционной дозы 1 Кл/кг. На практике применяется и внесистемная единица – 1 рентген (Р), т.е. такая доза рентгеновского или гамма-излучения, которая вызывает в одном кубическом сантиметре воздуха при нормальных условиях образование  $2,08 \cdot 10^9$  пар ионов.

Установим связь между этими единицами. При экспозиционной дозе в 1 Р образуется заряд  $Q = n \cdot q = 2,08 \cdot 10^9 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} = 3,33 \cdot 10^{-10}$  Кл ( $n$  – число пар ионов,  $q$  – заряд одного иона). Этот заряд образован в конкретной массе воздуха:  $m = \rho V = 1,29 \cdot 10^{-6}$  кг ( $\rho = 1,29$  кг/м<sup>3</sup> – плотность воздуха,  $V = 10^{-6}$  м<sup>3</sup> – объем). Следовательно:

$$1 \text{ Р} = \frac{3,33 \cdot 10^{-10}}{1,29 \cdot 10^{-6}} = 2,58 \cdot 10^4 \text{ Кл/кг} \quad \text{или} \quad 1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р} .$$

Изменение экспозиционной дозы со временем характеризуется *мощностью экспозиционной дозы*  $\dot{X}$ , представляющей собой производную от дозы  $X$  по времени:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}, \quad (3.3)$$

Если доза прямо пропорциональна времени, то  $\dot{X} = \frac{X}{t}$ .

Системная единица измерения мощности экспозиционной дозы – 1 А/кг, внесистемные – 1 Р/час, 1 мР/час, 1 мкР/с и др. Если известна зависимость мощности дозы от времени  $\dot{X} = f(t)$ , то экспозиционная доза за конкретное время  $\tau$  определяется интегрированием:

$$X = \int_0^{\tau} \dot{X}(t) dt . \quad (3.4)$$

При постоянной мощности дозы  $X = \dot{X} \cdot t$ .

Для гамма-излучающих радиоактивных препаратов устанавливается простая связь между мощностью экспозиционной дозы на расстоянии  $r$  от препарата и его активностью  $A$ .

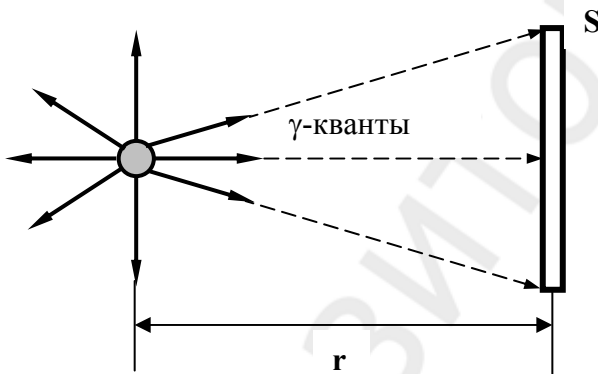


Рис. 3.1

От точечного источника гамма-кванты вылетают по всем направлениям (рис. 3.1). Общее число этих квантов пропорционально числу актов распада за единицу времени, т.е. активности. А число квантов, попадающих на поверхность единичной площадки  $S$ , находящейся на расстоянии  $r$  от источника, обратно пропорционально квадрату расстояния  $r$ . Таким образом:

$$\dot{X} = K_{\gamma} \frac{A}{r^2}, \quad (3.5)$$

где  $K_{\gamma}$  – гамма-постоянная, характерная для каждого радионуклида и измеряемая в  $\frac{\text{А} \cdot \text{м}^2}{\text{кг} \cdot \text{Бк}}$  или – во внесистемных единицах  $\frac{\text{Р} \cdot \text{см}^2}{\text{час} \cdot \text{мКи}}$ . Следует отметить, что это соотношение применимо лишь для радионуклидов, при распаде которых возникают гамма-кванты.

Итак, экспозиционная доза характеризует степень радиационного заражения воздуха за счет гамма-излучения – внешний гамма-фон. В окружающей среде могут находиться также радионуклиды, выделяющие при распаде альфа- и бета-частицы. Их воздействие не характеризуется экспозиционной дозой, но они, попадая внутрь организма, оказывают сильное воздействие на биологические ткани. Поэтому для более полной характеристики степени радиационного

заражения внешней среды (воздуха, воды, продуктов питания) необходимо знать еще, какова ее удельная активность (в Бк/кг, Бк/л или во внесистемных единицах; см. раздел 2) и распадом каких радионуклидов обусловлены действующие на среду ионизирующие излучения.

### 3.2. Поглощенная доза

Как уже отмечалось, экспозиционная доза характеризует условия среды, в которой находится организм, и легко доступна измерению. Однако воздействие на биологический объект оказывает та часть излучения, которая поглощается в нем самом. К тому же весьма существенное биологическое действие оказывают ионизирующие кванты и частицы, образующиеся при распаде радионуклидов, включенных в структуру объекта – внутреннее облучение. Кроме того, первичные физические механизмы взаимодействия ионизирующих излучений с биологическими тканями состоят не только в непосредственной прямой ионизации вещества. Под их действием в биологических тканях возникают и другие структурные перестройки, степень развития которых зависит от поглощенной объектом энергии излучения. Поэтому для характеристики радиационного воздействия вводится физическая величина, называемая *поглощенной дозой ионизирующего излучения* ( $D$ ) и представляющая собой отношение средней энергии  $dE$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$D = \frac{dE}{dm}. \quad (3.6)$$

Если поглощенная энергия равномерно распределена по массе облучаемого объекта, то:

$$D = \frac{E}{m}.$$

В СИ единицей поглощенной дозы является грей (Гр): 1 Гр = 1 Дж/кг. Еще часто встречается и внесистемная единица поглощенной дозы – рад, причем 1 Гр = 100 рад (рад – начальные буквы английского выражения Radiation absorbed dose – поглощенная доза излучения). Экспериментальное определение поглощенной дозы – сложная задача. Чтобы измерить поглощенную объектом энергию ионизирующего излучения, необходимы приемники энергии, эквивалентные по свойствам живой ткани и размещенные в полостях тела или его моделях.

Мощность поглощенной дозы  $\dot{D}$  определяется так же, как и экспозиционной ( $\dot{D} = \frac{dD}{dt}$ ), а измеряется в Гр/с, рад/с и в производных от них единицах.

При постоянной мощности дозы  $\dot{D} = \frac{D}{t}$ .

Ввиду сложности экспериментального определения поглощенной дозы оценку ее значения можно произвести по измеренной экспозиционной дозе. Действительно, при внешнем облучении объекта поглощенная доза должна быть пропорциональна экспозиционной:  $D = f X$ , где  $f$  – коэффициент, завися-

щий от ряда факторов, прежде всего, от структуры облучаемого объекта и энергии фотонов.

Определим значение коэффициента  $f$  для воздуха. С этой целью рассчитаем энергию, поглощенную 1 кг воздуха при экспозиционной дозе  $X = 1 \text{ P}$ . В таком случае в  $1 \text{ см}^3$  (т.е. в  $1,29 \cdot 10^{-6} \text{ кг}$ ) воздуха образуется  $2,08 \cdot 10^9$  пар ионов. Известно, что на образование одной пары ионов расходуется энергия –  $34 \text{ эВ} = 34 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$ . Тогда поглощенная доза равна:

$$D = \frac{E}{m} = \frac{34 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \cdot 2,08 \cdot 10^9}{1,29 \cdot 10^{-6}} = 88 \cdot 10^{-4} \text{ Гр} = 0,88 \text{ рад}.$$

Таким образом, в воздухе при экспозиционной дозе  $X = 1 \text{ P}$  поглощенная доза составит 0,83 рад. Следовательно, для данного случая коэффициент  $f = 0,88 \text{ рад/P}$ . Для воды и мягких тканей человека определяемый в этих единицах коэффициент  $f = 1$ , т.е. облучение дозой в 1 P соответствует поглощенной дозе в 1 рад. Для костной ткани коэффициент  $f$  довольно сильно зависит от энергии фотонов, и для наиболее распространенных условий облучения можно считать, что он принимает значения от 4,5 до 1 (уменьшается с увеличением энергии кванта).

### 3.3. Эквивалентная доза

Биологический эффект воздействия ионизирующих излучений зависит не только от величины энергии, поглощенной в веществе. На степень радиационного поражения существенно влияет характер излучения, поскольку при одной и той же поглощенной дозе альфа-, бета- и гамма-излучения обладают различной ионизирующей способностью. Линейная передача энергии, ее распределение по длине пробега частицы в веществе для этих излучений различны.

Для сравнения биологических эффектов, производимых различными видами излучений в одинаковых поглощенных дозах используется понятие относительной биологической эффективности излучения (ОБЭ). Для нахождения ОБЭ необходимо выбрать некоторое эталонное излучение и определить биологический эффект, вызываемый этим излучением при определенной поглощенной дозе. Затем нужно воздействовать на такой же объект ионизирующим излучением другого вида и определить для него поглощенную дозу, вызывающую тот же биологический эффект, что и эталонное излучение в этой дозе. В качестве эталонного излучения выбирают рентгеновские лучи с энергией фотонов 180–200 кэВ. С выбором биологического эффекта и его количественной оценкой дело обстоит сложнее. Для этого используется, например, критерий ЛД<sub>50/30</sub> – критерий полулетальной дозы для животных. Это такая доза, которая вызывает гибель половины подвергшихся облучению животных определенного вида в течение 30 суток после облучения. Кроме того, могут быть выбраны и другие радиобиологические эффекты: хромосомные аберрации, частота возникновения лейкемии, нарушения в формуле крови и т.п.

Таким образом:

$$\text{ОБЭ} = \frac{\text{Поглощенная доза рентгеновского излучения (180–200 кэВ), вызывающая биологический эффект}}{\text{Поглощенная доза излучения другого вида, вызывающая биологический эффект}}$$



---

Поглощенная доза рентгеновского излучения любого вида,  
вызывающая тот же эффект

Рассмотрим пример. Допустим, облучение стандартным рентгеновским излучением некоторого количества экспериментальных животных вызвало летальный исход половины из них в течение 30 суток при поглощенной дозе 5 Гр. Воздействие на то же количество совершенно аналогичных животных альфа-частицами обусловило тот же биологический эффект (гибель половины из них за то же время) в дозе 0,25 Гр. Тогда ОБЭ для альфа-частиц равна  $5/0,25 = 20$ .

Регламентированное значение ОБЭ представляет собой *коэффициент качества* ( $\kappa$ ), учитывающий различия в величине радиационного воздействия излучений разного вида. Поскольку взаимодействие излучений с веществом характеризуется линейной передачей энергии (ЛПЭ), то и коэффициент качества зависит от ЛПЭ. Среднее значение коэффициента качества в данном объеме биологической ткани определяется из соотношения:

$$\bar{\kappa} = \frac{\int_0^{\infty} D(L)\kappa(L) dL}{\int_0^{\infty} D(L) \cdot dL},$$

где  $D(L)$  – распределение поглощенной дозы по линейной передаче энергии;  $\kappa(L)$  – зависимость коэффициента качества от ЛПЭ.

Для рентгеновского, гамма- и бета-излучения считается, что средний коэффициент качества  $\kappa=1$ ; для альфа-частиц с энергией, меньшей 10 МэВ,  $\kappa=20$ ; для нейтронов с энергией 0,1÷10 МэВ  $\kappa=10$ .

*Эквивалентная доза ионизирующего излучения  $H$  представляет собой произведение поглощенной дозы  $D$  на средний коэффициент качества:*

$$H = \bar{\kappa} D.$$

В СИ единицей эквивалентной дозы является зиверт – такая эквивалентная доза, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани на средний коэффициент качества равно 1 Дж/кг. Иными словами, зиверт – единица эквивалентной дозы любого вида излучения в биологической ткани, которое создает такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр эталонного рентгеновского излучения. Из определения эквивалентной дозы следует, что зиверт и грей имеют одинаковую размерность (Дж/кг).

Если поглощенная доза измерена в радах, то соответствующей внесистемной единицей эквивалентной дозы будет бэр (биологический эквивалент рада); 1 бэр = 0,01 Зв.

*Мощность эквивалентной дозы  $H$  представляет собой отношение приращения эквивалентной дозы  $dH$  за интервал времени  $dt$  к величине этого интервала:*

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt}.$$

Если эквивалентная доза прямо пропорциональна времени, то мощность дозы определяется отношением дозы ко времени:

$$\dot{H} = \frac{H}{t}.$$

Единицами измерения мощности эквивалентной дозы являются Зв/с, мЗв/час, бэр/с, мбэр/час и т.д.

Если известна зависимость мощности дозы от времени  $\dot{H} = (\dot{\phi})$ , то эквивалентная доза находится интегрированием:

$$H = \int_0^t \dot{H}(\phi) d\phi,$$

где  $t$  – время облучения.

### 3.4. Эффективная эквивалентная доза

В последние годы для случаев неравномерного облучения различных органов введено понятие эффективной эквивалентной дозы. Различные органы и ткани имеют разную радиочувствительность, поэтому реакция организма в целом на воздействие ионизирующих излучений зависит от того, какой орган получил наибольшую дозу. Со случаями локального облучения отдельных участков тела сталкиваются, например, при лучевой терапии. Учитывать радиочувствительность отдельных органов необходимо и при оценке доз внутреннего облучения, поскольку некоторые нуклиды специфично накапливаются в различных органах ( $^{90}\text{Sr}$  – в основном в костной ткани,  $^{131}\text{I}$  – в щитовидной железе и т.д.) и преимущественно облучают их.

Эффективная эквивалентная доза  $H_{\text{эф}}$  представляет собой сумму произведений эквивалентных доз, полученных отдельными органами организма  $H_i$ , на соответствующие им коэффициенты радиационного риска  $w_i$ :

$$H_{\text{эф}} = \sum_i w_i H_i.$$

Коэффициент радиационного риска  $w_i$  (взвешивающий фактор) представляет собой отношение вероятностного риска летального исхода при облучении  $i$ -того органа в некоторой эквивалентной дозе к риску смерти от равномерного облучения всего организма в той же эквивалентной дозе.

Пример: если легкие человека подверглись облучению в эквивалентной дозе 1 Зв, то риск (вероятность) смерти от рака легких составит  $P_{\text{л}} = 2 \cdot 10^{-3}$ ; если же все органы человека получили равномерно по 1 Зв, то вероятность летального исхода составит  $P_0 = 1,65 \cdot 10^{-2}$ . Коэффициент радиационного риска для легких:

$$w_{\text{л}} = \frac{P_{\text{л}}}{P_0} = \frac{2 \cdot 10^{-3}}{1,65 \cdot 10^{-2}} \approx 0,12.$$

Итак, коэффициент  $w_i$  определяет вклад радиационного поражения данного органа в риск неблагоприятных последствий для организма при равномерном облучении. Сумма коэффициентов радиационного риска равна единице:  $\sum_i w_i = 1$ .

Значения коэффициентов радиационного риска:

Орган: –  $w_i$ :

Гонады	– 0,25
Молочная железа	– 0,15
Красный костный мозг	– 0,12
Легкие	– 0,12
Щитовидная железа	– 0,03
Поверхность кости	– 0,03
Все другие органы, вместе взятые	– 0,30

Пример: легкими получена эквивалентная доза 5 мЗв, а щитовидной железой – 10 мЗв. Тогда:

$$H_{\text{эф}} = 0,12 \cdot 5 + 0,03 \cdot 10 = 0,36 \text{ мЗв.}$$

В данном случае эффективная эквивалентная доза составляет 0,36 мЗв.

### 3.5. Коллективная доза

Как уже отмечалось, эквивалентная доза характеризует последствия радиационного воздействия для отдельных органов, а эффективная эквивалентная доза – соответствующие последствия для организма в целом. С целью оценки радиационных последствий на уровне большого контингента населения вводится понятие коллективной дозы или, точнее, коллективной эффективной эквивалентной дозы  $S$ . Эта величина является объективной оценкой масштаба радиационного поражения и представляет собой сумму эффективных эквивалентных доз  $H_{i \text{эф}}$ , полученных различными индивидуумами:

$$S = \sum_i H_{i \text{эф}} N_i,$$

где  $N_i$  – число лиц в данной группе, получивших дозу  $H_{i \text{эф}}$ .

Единицей измерения коллективной дозы является человеко-зиверт.

Введение коллективной дозы дает возможность применять статистические методы для определения числа явных и слабо выраженных последствий облучения. Определенная индивидуальная доза вызывает развитие некоторого заболевания данного индивидуума лишь с какой-то вероятностью. Среди большого числа облученных лиц предсказанное число заболеваний должно осуществляться в действительности.

Для населения, продолжающего жить в условиях длительного хронического облучения, возможно применение расчета ожидаемой коллективной эффективной эквивалентной дозы на определенный период времени. Точность такого прогноза (и, следовательно, прогнозирования состояния здоровья населения) зависит от полноты учета характеристик радиационного заражения, закономерностей изменения радиационной обстановки, рациона питания, гигиенического режима и от других факторов. Выполнение подобных прогнозов представляет собой достаточно сложную задачу.

### 3.6. Детекторы ионизирующих излучений

Детекторами ионизирующих излучений называют устройства, предназначенные для обнаружения излучений и частиц, для определения состава излучения и измерения его энергетического спектра. Детекторы являются датчиками сигнала по отношению к измерительной аппаратуре. Для реализации действия детекторов используют разнообразные эффекты, возникающие при взаимодействии излучения с веществом. Различают несколько видов детекторов.

**Следовые детекторы** позволяют определять траекторию частицы и длину ее пробега в веществе.

В камере Вильсона, заполненной перегретым паром, движущаяся частица оставляет след в виде мелких капелек жидкости на центрах конденсации, например, на ионах, образующихся на пути движения заряженной частицы. Капельки достигают видимых размеров и могут быть сфотографированы. Природу и свойства исследуемых частиц устанавливают по величине пробега и искривлению следов частицы под действием магнитного поля.

В пузырьковой камере след частицы образуется за счет вскипания перегретой жидкости вдоль траектории частицы. Этот след отмечается цепочкой пузырьков пара и может быть сфотографирован.

В эмульсионных камерах регистрация частиц производится по следу, который они оставляют, проникая в толстослойные фотографические эмульсии.

Действие широко распространенных **ионизационных детекторов** основано на измерении числа и параметров электрических импульсов, возникающих из-за движения ионов, образовавшихся в газе или в полупроводниковых материалах под влиянием излучений.

Например, детектор, используемый в счетчике частиц Гейгера (рис. 3.2), представляет собой цилиндрическую трубку, наполненную газом при давлении 100–200 мм рт. ст. По оси трубки укрепляется на изоляторах анод в виде тонкой нити. Вторым электродом (катодом) служит корпус счетчика. Зачастую это устройство заключается в оболочку из стекла.

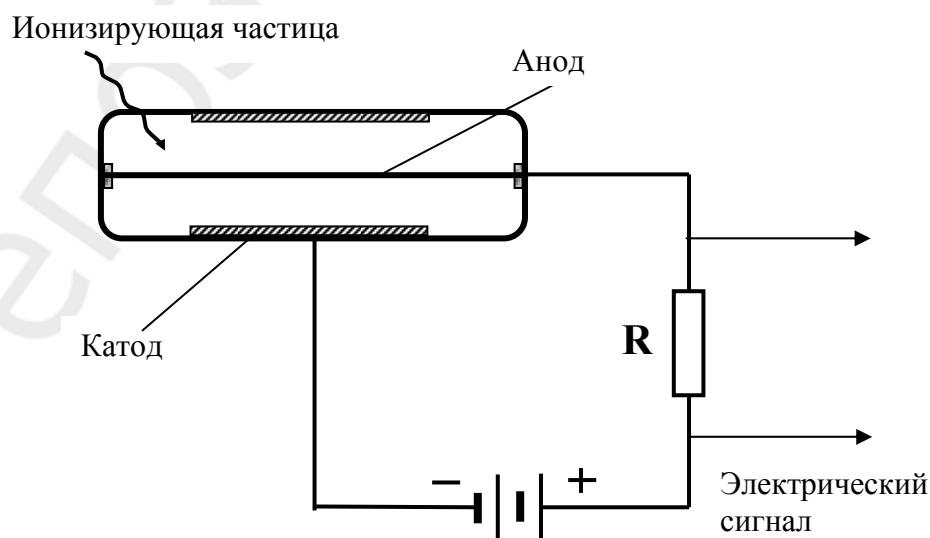


Рис. 3.2

Между катодом и анодом газоразрядной трубки создается разность потенциалов. При попадании частицы в детектор в газе образуется некоторое количество ионов. Под действием разности потенциалов между катодом и анодом возникает импульс тока, протекающего по сопротивлению  $R$ . Амплитуда этого импульса пропорциональна числу ионов, участвующих в его образовании, и зависит от напряжения.

Не производя детального анализа работы этого детектора, отметим, что по амплитуде электрического сигнала можно судить об энергии ионизирующих частиц, а по числу импульсов – об их количестве.

Детектирование фотонного излучения и частиц ионизационными детекторами производится по степени ионизации в определенном объеме вещества. Рентгеновские и гамма-кванты, имеющие большую длину пробега в газе, в небольшом его объеме редко производят ионизацию. Они выбивают преимущественно электроны из атомов вещества стенок трубки. Электроны, попадая в газ, ионизируют его.

Работа **сцинтилляционных детекторов** (рис. 3.3) основана на регистрации вспышек света, возникающих при попадании на вещество (сцинтиллятор)

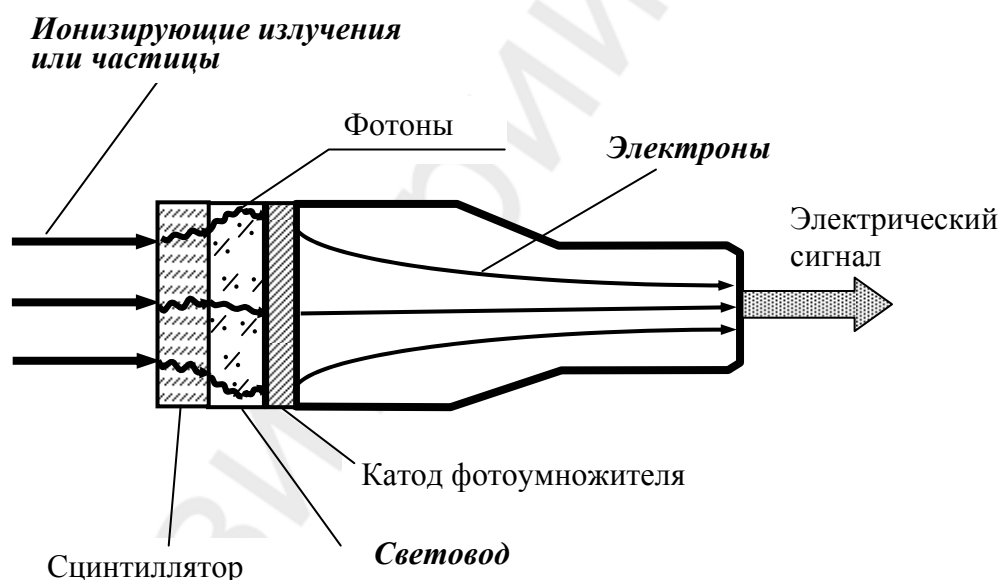


Рис. 3.3

ионизирующих излучений. При взаимодействии со сцинтиллятором ионизирующие излучения порождают его видимую люминесценцию. С помощью чувствительных фотоэлектрических устройств (фотоумножителей) световые сигналы пропорционально преобразуются в электрические и обрабатываются с помощью электроизмерительной техники. В детекторах небольших размеров сцинтилляторы наносятся непосредственно на катод фотоумножителя. В ряде случаев между сцинтиллятором и фотокатодом помещают световод. Амплитуда электрического сигнала фотоумножителя пропорциональна интенсивности световой вспышки, которая в свою очередь пропорциональна энергии частицы. Поэтому, выбрав для каждого вида излучений соответствующие сцинтилляторы, можно определить энергетические спектры излучений.

В **люминесцентных детекторах** используются особые вещества (люминофоры), которые способны накапливать поглощенную энергию ионизирующих излучений, а затем выделять ее в виде света под действием дополнительного возбуждения. Это возбуждение осуществляется нагревом люминофора или ультрафиолетовым облучением. Особенностью люминесцентных детекторов является их способность сохранять информацию о дозе. В нужный момент она может быть получена путем дополнительного облучения.

С помощью **фотографических детекторов** экспозиционную дозу оценивают по пропорциональной ей степени почернения дозиметрической фотопленки в некотором диапазоне.

В **химических детекторах** регистрация частиц производится по тем химическим превращениям, которые происходят под действием ионизирующего излучения. Причем измеряемая концентрация продуктов химической реакции пропорциональна интенсивности излучения. Достоинством химических детекторов является возможность достижения такого эффекта, когда их способность поглощать энергию ионизирующих излучений будет аналогична таковой биологической ткани. Это позволяет создавать тканеэквивалентные детекторы.

Рассмотрим **особенности детектирования** различных ионизирующих частиц (рис. 3.4).

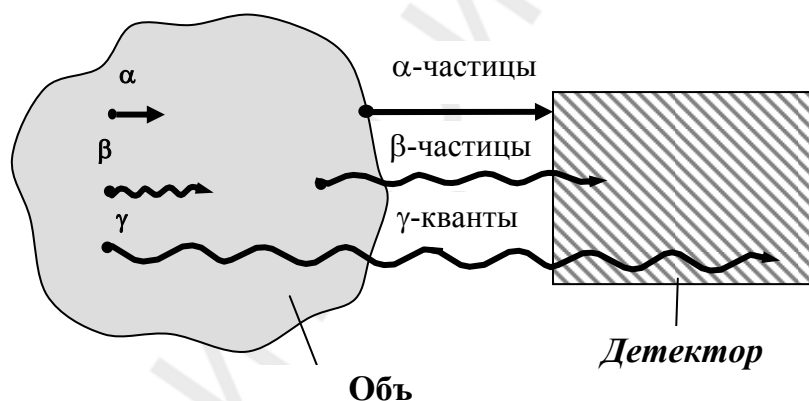


Рис. 3.4

Наиболее сложна *регистрация альфа-частиц*, что связано с малой длиной их пробега в веществе – порядка нескольких микрометров. Поэтому стенки детектора должны быть крайне тонкими, чтобы альфа-частицы могли попасть в рабочее вещество, вызвать его ионизацию и обусловить последующее формирование электрического импульса. Естественно, что при исследовании радиоактивности различных объектов, альфа-излучение может быть зарегистрировано лишь с их тонкого поверхностного слоя. Значит, необходима специальная подготовка образцов для исследования (изготовление тонких срезов, либо растворение или нанесение на подложку и др.).

*Детектирование бета-частиц*, обладающих большей длиной пробега, несколько проще. Однако надо иметь в виду, что длина пробега бета-частиц зависит от их энергии. Поэтому обнаружить бета-частицы, возникающие при распаде  $^{137}_{55}\text{Cs}$ , легче, чем при распаде  $^{90}_{38}\text{Sr}$ , поскольку максимальная энергия

последних намного меньше и они практически полностью поглощаются миллиметровыми слоями вещества.

Наиболее просто *детектируется гамма-излучение*, возникающее при радиоактивном распаде, так как гамма-кванты обладают большой длиной пробега. Они могут быть зарегистрированы даже в том случае, когда излучающие их радионуклиды располагаются глубоко внутри исследуемого образца. Так, при распаде  $^{131}_{53}\text{I}$  за единицу времени возникает большое число гамма-квантов высокой энергии (активность высока из-за малого периода полураспада). Поэтому детектирование гамма-излучения данного радионуклида, находящегося в окружающей среде и внутри организма, не представляет технических сложностей. Регистрация гамма-квантов, образующихся при распаде  $^{137}_{55}\text{Cs}$ , также не вызывает особых проблем.

Для оценки степени радиационного заражения среды и организма важно знать не только общую активность, но и радионуклидный состав радиационного заражения, т.е. нужно знать, какие конкретно радионуклиды обуславливают его и каково количественное соотношение их содержания в среде и организме. Для гамма-активных радионуклидов эта проблема решается измерением энергетического спектра гамма-излучения – зависимости его интенсивности от энергии гамма-квантов. Каждому радиоактивному превращению таких радионуклидов соответствует свой набор гамма-квантов вполне определенных энергий – свой энергетический спектр. В качестве примера на рис. 3.5. приведен спектр гамма-излучения, возникающего при превращении  $^{47}_{20}\text{Ca}$  в  $^{47}_{21}\text{Sc}$  за счет отрицательного бета-распада.

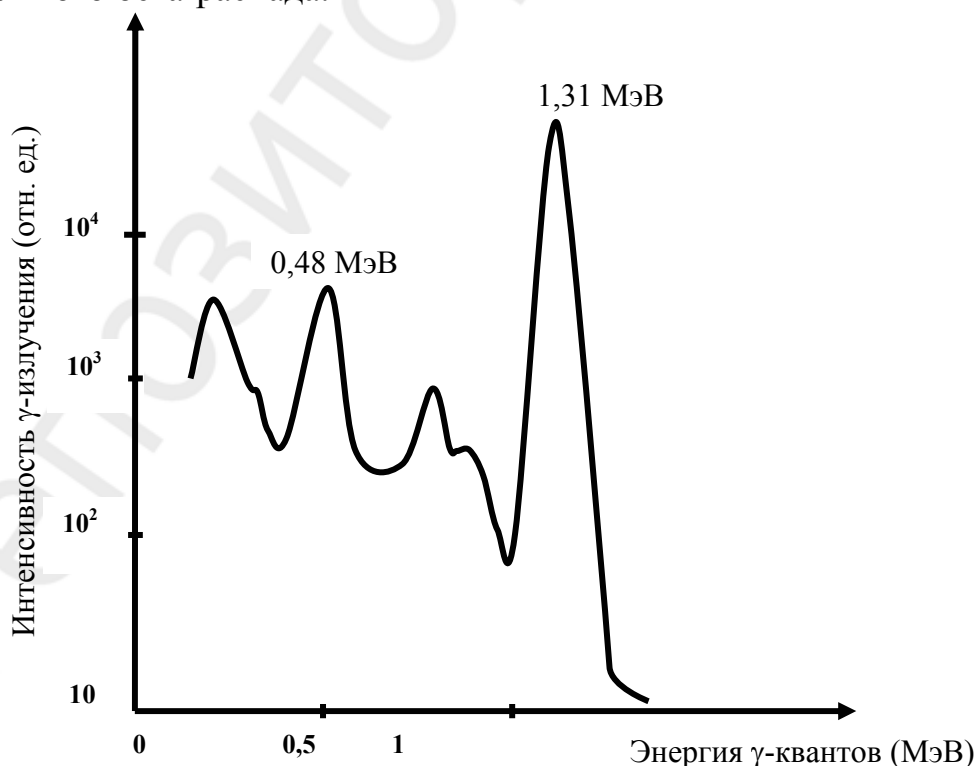


Рис. 3.5

Приборы, с помощью которых измеряются спектры гамма-излучения, называют гамма-спектрометрами.

### 3.7. Дозиметрические приборы

Дозиметрические приборы представляют собой устройства, служащие для измерения доз ионизирующих излучений или активности объектов, содержащих радионуклиды. Они подразделяются на дозиметры и радиометры.

**Дозиметры** - приборы, предназначенные для измерения дозы (прежде всего – экспозиционной). Они состоят из детектора и электронно-измерительного устройства. Принцип работы детекторов рассматривался в предыдущем разделе. Электронно-измерительное устройство осуществляет преобразование сигнала детектора в форму, удобную для последующей регистрации.

Рассмотрим принцип устройства распространенных конденсаторных дозиметров. Основной их частью является ионизационная камера, заполненная воздухом при атмосферном или пониженном давлении, рабочим объемом  $V$ . В камере располагаются электроды, представляющие собой в простейшем случае пластины плоского конденсатора (рис. 3.6). Эти электроды перед началом использования дозиметра заряжаются до разности потенциалов  $U_1$  и приобретают

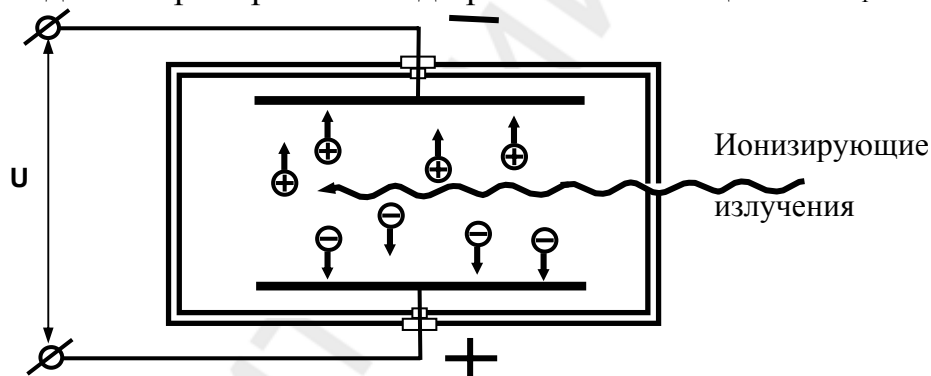


Рис. 3.6

заряд  $q_1$ . Под действием ионизирующего излучения в камере образуются ионы. Из-за имеющейся в камере разности потенциалов возникает ток, и разность потенциалов между пластинами конденсатора уменьшается по сравнению с первоначальным значением – от  $U_1$  до  $U_2$ , а заряд – до значения  $q_2$ . Изменение заряда связано с изменением разности потенциалов через емкость конденсатора  $C$ :

$$q_1 - q_2 = \Delta q = C (U_1 - U_2).$$

Поскольку уменьшение заряда конденсатора обусловлено суммарным зарядом ионов, образовавшихся в воздухе под действием ионизирующего излучения, то экспозиционная доза равна:

$$X = \frac{\Delta q}{m} = \frac{C(U_1 - U_2)}{c \cdot V} = k (U_1 - U_2) = k \Delta U,$$

где  $V$  – постоянный объем воздуха в камере;  $m$  – масса воздуха;  $\rho$  – плотность газа.

Постоянные величины в этой формуле могут быть объединены в постоянный коэффициент  $k$ , устанавливаемый при градуировке прибора. Таким обра-



зом, экспозиционная доза пропорциональна изменению напряжения  $\Delta U$  и определяется по двум его значениям – при зарядке и после облучения в течение некоторого времени.

Градуируют приборы сразу в единицах экспозиционной дозы. Индивидуальные конденсаторные дозиметры исполняются в виде миниатюрных устройств (например, в виде цилиндрического конденсатора размером с авторучку). Они позволяют определять индивидуальные дозы, полученные персоналом, работающим в условиях внешнего радиационного облучения.

Измерение мощности экспозиционной дозы основано на определении с помощью соответствующих электронных схем и регистрирующих устройств силы тока  $I$  в ионизационной камере, в полупроводнике (для полупроводникового детектора) или тока фотоэлектрического приемника (для сцинтилляционных детекторов). Это следует из того, что мощность экспозиционной дозы (см. раздел 3.1) равна:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} = \frac{dQ}{dt \cdot m} = \frac{I}{m}.$$

Измерители мощности экспозиционной дозы градуируются чаще всего в мР/час или мкР/с.

Подчеркнем, что дозиметры предназначены для измерения экспозиционной дозы в воздухе, позволяют контролировать уровень фона рентгеновского и гамма-излучения и не могут применяться для контроля степени радиационной загрязненности пищевых продуктов и организма.

**Радиометры** – приборы, предназначенные для измерения активности объектов, содержащих радионуклиды. Поскольку эта активность определяется числом актов распада ядер за единицу времени, то в радиометрах осуществляется счет электрических импульсов, вызванных попаданием частиц на детектор за определенное время.

Рассмотрим подробнее распространенный способ определения удельной объемной или массовой активности продуктов питания. Детекторы радиометра и помещенные под ними исследуемые объекты располагают в камере с толстыми свинцовыми стенками. Это необходимо потому, что даже при отсутствии в измеряемом объекте радионуклидов на детектор радиометра все равно попадают ионизирующие частицы, поскольку имеется естественный фон.

Однако и в камере до начала измерений радиоактивности объекта следует измерить с пустой измерительной кюветой начальную фоновую активность. Допустим, за время  $t_1$  счетчик радиометра показал число импульсов фоновой активности  $N_1$ . Затем измерительную кювету строго фиксированного объема, заполняют исследуемым продуктом. Предположим за время измерений  $t_2$  счетчик теперь показал число импульсов  $N_2$ . Если  $t_1$  и  $t_2$  одинаковы, то активность продукта тем выше, чем больше разница  $N_2 - N_1$ . Расчет удельной объемной активности  $A_v$  производится по формуле:

$$A_v = \frac{N_2/t_2 - N_1/t_1}{P}.$$

Коэффициентом  $P$  учитываются объем измеряемого объекта и чувствительность радиометра к излучению смеси радионуклидов в пробе.

Следует помнить, что исследуемый объект может содержать различные радионуклиды. Тогда чувствительность радиометра к их смеси определяется по формуле:

$$P = \sum_i^n P_i \cdot \varepsilon_i,$$

где  $P_i$  – чувствительность радиометра к  $i$ -тому радионуклиду из их общих видов  $n$ ;  $\varepsilon_i$  – относительное содержание  $i$ -того радионуклида в смеси.

Трудность практического использования данной формулы в том, что радионуклидный состав загрязнений далеко не всегда известен и его определение – самостоятельная сложная задача. Для радионуклидов, распадающихся с испусканием гамма-квантов, он может быть установлен по энергетическим спектрам гамма-излучения, что требует специальной аппаратуры.

При контроле проб с малым содержанием радионуклидов могут быть применены некоторые специальные методы подготовки образцов. Так, для измерения активности воды достаточно большое количество ее пропускают через специальные катионо-обменные фильтры и определяют их активность после фильтрации.

Описанная методика определения активности – не единственная. Модификаций приборов и методов довольно много.

### 3.8. Радиометрия внутреннего облучения

Крайне важной задачей является определение содержания радиоактивных веществ в организме конкретного человека. Одним из способов ее решения являются *радиометрические измерения выделений из организма*. Производя радиохимический анализ выделений (мочи, кала), можно определить, какие радионуклиды содержатся в них, и оценить их концентрацию в организме. Из-за индивидуальных биологических различий и суточных колебаний активности выделений точность данного способа довольно низкая, поэтому он наиболее пригоден для аварийных случаев попадания в организм больших количеств радиоактивных веществ.

Для некоторых радиоактивных веществ (например, для  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{14}\text{C}$ ) характерно постоянное соотношение между содержанием радионуклида в организме и их концентрацией в крови. Следовательно, для таких радионуклидов возможно определение их активности в организме по измеряемой *удельной активности проб крови*.

Иногда содержащиеся в организме радиоактивные вещества могут давать газообразные продукты распада или образовывать газообразные соединения, выделяющиеся с дыханием. В этом случае, измерив *удельную активность выдыхаемого воздуха*, можно оценить содержание некоторых радионуклидов в организме.

Наиболее эффективна радиометрия внутреннего облучения для гамма-излучающих радионуклидов. Их идентификацию, накопление, выведение и оп-

ределение индивидуальной дозы внутреннего облучения осуществляют с помощью *гамма-спектрометров излучения человека (СИЧ)*.

Особенно распространены СИЧ многоцелевого назначения, состоящие из стальной защитной комнаты, набора сцинтилляционных спектрометрических детекторов и регистрирующей аппаратуры. Импульсы от детекторов поступают на многоканальный анализатор, с помощью которого выделяются сигналы, соответствующие гамма-квантам определенной энергии. По энергии гамма-квантов определяют вид радионуклидов, а по количеству импульсов судят о их концентрации в организме. При этих измерениях для анализа результата из полученной спектрограммы тела человека последовательно вычитают фоновую спектрограмму гамма-излучения, присущую установке, а также учитывают излучение естественных радионуклидов, всегда присутствующих в организме (преимущественно  $^{40}\text{K}$ ). Фоновую спектрограмму снимают с макетом тела человека (фантомом), заполненным дистиллированной водой.

Существуют определенные возможности и для оценки содержания бета-излучающих радионуклидов. Бета-частицы, возникающие из-за распадов радионуклидов внутри организма, не могут быть зарегистрированы непосредственно вне тела пациента из-за их малого пробега в живой ткани. Однако их можно попытаться выявить по вторичному эффекту – по возникновению тормозного рентгеновского излучения при торможении бета-частиц в живой ткани.

### **3.9. Естественный радиационный фон и фоновое облучение человека**

Естественным радиационным фоном называют излучение, создаваемое космическими лучами и естественными радиоактивными веществами, содержащимися в окружающей среде и теле человека.

Рассмотрим компоненты фоновых источников ионизирующих излучений и их вклад в формирование эффективной эквивалентной дозы фонового облучения человека.

Важным источником внешнего облучения является попадающее в атмосферу Земли **космическое излучение**, которое подразделяется на первичное и вторичное. *Первичные космические лучи* состоят в основном из протонов и альфа-частиц высоких энергий (до  $10^{14}$  МэВ), попадающих в земную атмосферу из космического пространства и проникающих до высоты около 20 км над уровнем моря. В результате их взаимодействия с ядрами атомов, входящих в состав земной атмосферы, формируется *вторичное космическое излучение*, достигающее поверхности Земли и содержащее практически все известные элементарные частицы.

В регионах, находящихся на уровне моря, эффективная эквивалентная доза, получаемая человеком за счет воздействия космических лучей, равна примерно 0,31 мЗв в год. Эти данные (как и приведенные ниже) относятся к среднемировым. Они опубликованы Научным комитетом ООН по действию атомной радиации (НКДАР).

В земной коре содержится ряд долгоживущих естественных радионуклидов, которые при распаде порождают ионизирующие излучения. Продукты распада

этих радионуклидов также радиоактивны, причем период их полураспада сравнительно меньше (а активность больше) и вклад в естественный радиоактивный фон еще выше. Кроме того, под действием космических лучей в атмосфере образуются космогенные радионуклиды. В результате более 60 радионуклидов, содержащихся в биосфере Земли, увеличивают фоновую дозу *внешнего облучения* в среднем до 0,65 мЗв в год. Естественно, что этот фон в разных участках земного шара существенно различный и зависит от состава горных пород, почвы, наличия вулканических выбросов и т.п.

*Внутреннее облучение* человека создается радионуклидами, поступающими в организм с воздухом, водой и пищей. Среди естественных радионуклидов наибольший вклад в это вносят  $^{40}\text{K}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{220}\text{Rn}$ ,  $^{222}\text{Rn}$ . Согласно оценкам НКДАР, эффективная эквивалентная доза внутреннего облучения, обусловленная естественными источниками земного происхождения, вдвое выше, чем внешнего, и составляет 1,35 мЗв в год. Таким образом, суммарная среднемировая доза, поступающая от естественных источников радиации, равна 2 мЗв в год.

В результате производственной деятельности человека (извлечение из недр земли полезных ископаемых, производство минеральных удобрений, сжигание топлива и др.) в окружающей среде возрастает количество естественных радионуклидов и источников ионизирующих излучений. Возникает *техногенно измененный естественный радиационный фон*, под которым понимают дозу облучения, обусловленную хозяйственной деятельностью человека. В него не включают увеличение дозы облучения, происходящее из-за испытаний ядерного оружия, работы предприятий ядерной энергетики, применения в медицинских целях рентгеновских и радионуклидных методов диагностики и терапии.

**Примеры конкретных значений доз, получаемых по некоторым причинам при облучении всего тела:**

<i>Источник излучения</i>	<i>Средняя мощность эквивалентной дозы облучения всего тела (мкЗв/ч):</i>
Полет на самолете на высоте 8 км	– 1,35
Цветной телевизор на расстоянии от экрана:	
5 см	– 100
250 см от экрана	– $2,5 \cdot 10^{-3}$
Район мощной тепловой электростанции радиусом 20 км	– $0,6 \cdot 10^{-3}$

Жилые и производственные здания, защищая человека от внешнего излучения, сами оказывают на него радиационное воздействие, поскольку в строительных материалах содержатся естественные радионуклиды. Наименьший радиационный фон создается в деревянных домах – до 0,5 мЗв/год. В железобетонных домах он примерно 1,7 мЗв/год.

Среднемировые значения индивидуальной эквивалентной дозы облучения всего тела с учетом влияния медицинских процедур оцениваются в 0,4 мЗв/год, что составляет около 20% естественного фона. Естественно, что этот показатель весьма различный в разных странах.

### 3.10. Принципы расчета доз внутреннего облучения

Радионуклиды, попавшие внутрь организма, создают повышенную опасность его радиационного поражения. Это обусловлено рядом факторов.

*Во-первых*, радионуклиды, излучающие альфа- и бета-частицы во внешней среде и находящиеся вне организма, не представляют большой опасности для его внутренней среды, так как эти излучения обладают низкой проникающей способностью. Но, попадая внутрь организма в основном при дыхании и потреблении воды и пищи, они своим высокоионизирующим излучением вызывают в нем мощные радиационные повреждения.

*Во-вторых*, многие радионуклиды избирательно накапливаются в отдельных органах, и возникающие при их распаде ионизирующие излучения отдают энергию сравнительно небольшому объему ткани, вызывая в нем значительные локальные повреждения.

*В-третьих*, радионуклиды, обладающие большим периодом полураспада и полувыведения, однажды попав в организм, оказывают на него разрушительное действие в течение длительного времени.

Как уже отмечалось в разделе 3.3, дозиметрической величиной, определяющей степень биологических последствий воздействия ионизирующих излучений на органном уровне, является эквивалентная доза. Она непосредственно не измеряется, а определяется расчетным путем. Основными данными для расчета получаемых доз внутреннего облучения являются сведения об удельной активности воздуха, воды и продуктов питания.

Выведем связь активности радионуклидов и эквивалентной дозы внутреннего облучения.

Эквивалентная доза облучения  $H$  (см. раздел 3.3.) определяется произведением поглощенной дозы  $D$  на коэффициент качества  $k$ :  $H = kD$ . Напомним, что поглощенная доза определяется энергией  $E$  ионизирующего излучения, поглощенной единицей массы вещества  $m$ :  $D = E/m$ . Энергия  $E = E_1N$ , где  $E_1$  – энергия, выделяемая при одном акте распада, а  $N$  – число распадов. Таким образом, для эквивалентной дозы в органе массой  $m$  получаем выражение:

$$H = \frac{k}{m} E_1 N.$$

Значения физической энергии одного распада  $E_1$  для конкретного радионуклида известны из справочной литературы. Однако для биологического действия излучений, возникающих при распаде, важно еще и в каком конкретном органе происходит распад радионуклида, важен также вид излучения. Поэтому для каждого радионуклида в справочной литературе приводятся данные (в МэВ на распад), характеризующие эффективную энергию одного распада в соответствующем органе  $E_{\text{эф}}$ , т.е. в величине  $E_{\text{эф}}$  уже учитывается коэффициент качества, что упрощает расчеты.

Итак, для эквивалентной дозы в органе получаем:

$$H = \frac{1}{m} E_{\text{эф}} N. \quad (3.1)$$

Если бы активность радионуклидов не изменялась со временем, то связь эквивалентной дозы в органе с активностью имела бы простой вид:

$$H = \frac{1}{m} E_{\text{эф}} A t. \quad (3.2)$$

Следует подчеркнуть, что формула (3.2) справедлива лишь для случая постоянной активности; на практике это, естественно, не реализуется. Реально активность зависит от времени:  $A = f(t)$ . Для малого промежутка времени  $dt$  эквивалентная доза  $dH$  определяется из очевидного уравнения:

$$dH = \frac{1}{m} E_{\text{эф}} A(t) dt. \quad (3.3)$$

Эквивалентная доза, полученная органом массой  $m$  за время  $t_1$ , будет определяться путем интегрирования уравнения (3.3):

$$H = \frac{E_{\text{эф}}}{m} \int_0^{t_1} A(t) dt. \quad (3.4)$$

Для практического применения формулы (3.4) при определении эквивалентной дозы внутреннего облучения необходимо знать закон изменения активности в органе. В общем случае применение данного закона может быть достаточно сложным, поскольку это требует учета процессов физического распада радионуклидов, их выведения из организма, участия в метаболизме, а также знания количественной характеристики их поступления в организм.

### Рассмотрим два частных случая расчета.

**1. Одноразовое поступление радионуклидов в организм.** В этом случае активность радионуклидов в организме изменяется по закону (см. разделы 2.4, 2.5):

$$A(t) = A_0 \cdot e^{-\lambda_{\text{эф}} t}, \quad (3.5)$$

где  $A_0$  – начальная активность поступившего в организм радионуклида;  $\lambda_{\text{эф}} = \lambda_{\text{р}} + \lambda_{\text{б}}$  – эффективная постоянная, определяющая скорость исчезновения радионуклида из организма;  $\lambda_{\text{р}}$  – постоянная радиоактивного распада;  $\lambda_{\text{б}}$  – постоянная биологического выведения.

Значения  $\lambda_{\text{эф}}$  для конкретных радионуклидов могут быть определены из указанных в справочной литературе данных о периоде полураспада радионуклида  $T_{\text{р}}$  и о периоде полувыведения  $T_{\text{б}}$ , обуславливающих период половинного исчезновения радионуклида из организма  $T_{\text{эф}}$  (см. раздел 2.4):

$$\lambda_{\text{эф}} = \frac{0,69}{T_{\text{эф}}} = \frac{0,69}{T_{\text{р}}} + \frac{0,69}{T_{\text{б}}} = \frac{0,69(T_{\text{б}} + T_{\text{р}})}{T_{\text{б}} \cdot T_{\text{р}}}. \quad (3.6)$$

Для нахождения эквивалентной дозы подставим формулу (3.5) в (3.4):

$$H = \frac{E_{\text{эф}}}{m} A_0 \int_0^{t_1} e^{-\lambda_{\text{эф}} t} dt . \quad (3.7)$$

Используя (3.6) и проведя интегрирование, получим:

$$H = \frac{E_{\text{эф}} A_0 T_{\text{эф}}}{0,69m} \left( 1 - e^{-\frac{0,69t_1}{T_{\text{эф}}}} \right). \quad (3.8)$$

В некоторых частных случаях общую формулу (3.8) расчета эквивалентной дозы можно упростить.

*Короткоживущие и быстро выводимые радионуклиды* ( $T_{\text{эф}} \ll t_1$ ): время их половинного исчезновения из организма  $T_{\text{эф}}$  намного меньше  $t_1$  – времени нахождения в нем. В таком случае при достаточно продолжительном времени  $t_1$  экспонента в формуле (3.8) практически равна нулю и тогда для расчета эквивалентной дозы получаем выражение:

$$H = \frac{E_{\text{эф}} A_0 T_{\text{эф}}}{0,69m} . \quad (3.9)$$

Из формулы (3.9) видно, что при указанных условиях эквивалентная доза практически не зависит от времени и определяется начальной активностью  $A_0$ . Выражение (3.9) можно использовать для расчета эквивалентной дозы за месяцы или годы при однократном поступлении в организм, например, радиоактивного йода.

*Долгоживущие и не выводимые из организма радионуклиды* ( $T_{\text{эф}} \gg t_1$ ): при данном условии в формуле (3.8) множитель в скобках примерно равен  $\frac{0,69t_1}{T_{\text{эф}}}$ . Это следует из свойств экспоненциальной функции:  $e^{-x} \approx 1 - x$  при малых  $x$ . Тогда формула (3.8) принимает вид:

$$H = \frac{E_{\text{эф}} A_0 t_1}{m} . \quad (3.10)$$

В этом случае эквивалентную дозу в органе при однократном поступлении долгоживущих радионуклидов можно считать пропорциональной времени. Выражение (3.10) можно использовать для оценки эквивалентной дозы внутреннего облучения за все время жизни человека при однократном поступлении, например, радиоактивного плутония, либо радиоактивного стронция за 1–2 года.

**2. Непрерывное поступление радионуклидов в организм с постоянной скоростью.** В этом случае активность радионуклида, попадающего в орган, изменяется не по формуле (3.5), а более сложным образом, поскольку она не только убывает, но и увеличивается за счет поступления радионуклидов в организм из внешней среды. Чтобы установить закономерности изменения активности со временем и в последующем использовать формулу (3.4) для расчета эквивалентной дозы, необходимо составить дифференциальное уравнение:

$$d[A(t)] = \nu f dt - \lambda_{\text{эф}} A(t) dt. \quad (3.11)$$

Здесь  $d[A(t)]$  – изменение активности радионуклида в организме за время

$dt$ . Оно обусловлено двумя причинами.

*Первая причина* – прирост активности за счет поступления радионуклидов в организм с воздухом, водой и пищей, описываемый положительным слагаемым в правой части уравнения. Скорость поступления радионуклидов в организм  $v$ , измеряемая в Бк/сут., считается постоянной. Ее значение может быть получено из данных санитарного контроля удельной активности конкретного радионуклида в воздухе, воде и продуктах питания, а также из данных о суточном потреблении конкретного продукта. Например, пусть соответствующие измерения показали, что удельная активность атмосферного воздуха по  $^{137}_{55}\text{Cs}$  составляет  $A_V = 1,8 \cdot 10^{-2}$  Бк/л, объем легочной вентиляции  $V = 2 \cdot 10^4$  л/сут. Тогда скорость поступления этого радионуклида в организм с дыханием составляет:  $v = A_V \cdot V = 360$  Бк/сут.

Следует учитывать, что радионуклиды, попадающие в организм из внешней среды, не полностью депонируются в определенном органе. Этот факт в уравнении (3.11) отражается введением коэффициента  $f$ , который определяет долю радионуклида, попадающего в орган с дыханием или при заглатывании пищи. Величину  $f$  для каждого радионуклида можно получить из справочных данных. Так, для  $^{137}_{55}\text{Cs}$  при поступлении его в организм с дыханием коэффициент  $f = 0,75$ .

*Вторая причина* изменения активности радионуклидов в организме – это ее уменьшение за счет процессов распада и выведения. В уравнении (3.11) она учитывается отрицательным слагаемым, в которое входит  $A(t)$  – временная зависимость активности. Ее и следует найти решением данного дифференциального уравнения.

Решив уравнение (3.11) с учетом начального условия (при  $t = 0$ ,  $A(t) = 0$ ), и выразив  $\lambda_{\text{эф}}$  через  $T_{\text{эф}}$ , получим:

$$A(t) = \frac{vfT_{\text{эф}}}{0,69} \left( 1 - e^{-\frac{0,69t}{T_{\text{эф}}}} \right). \quad (3.12)$$

Формулу (3.12) можно упростить в следующих частных случаях.

1. Короткоживущие и быстро выводимые радионуклиды ( $t \gg T_{\text{эф}}$ ): множитель в скобках формулы (3.12) обращается в нуль и выражение для активности приобретает вид:

$$A(t) = \frac{vfT_{\text{эф}}}{0,69}. \quad (3.13)$$

В этом случае активность радионуклидов в организме постоянна.

2. Долгоживущие и не выводимые из организма радионуклиды ( $t \ll T_{\text{эф}}$ ): активность определяется только коэффициентом  $f$ , временем и скоростью поступления радионуклида:

$$A(t) = vft. \quad (3.14)$$

Для получения расчетной формулы, определяющей эквивалентную дозу внутреннего облучения, полученную (при отмеченных условиях) органом массой  $m$  за время  $t_1$ , необходимо выражение для активности (3.12) подставить в формулу (3.4) и произвести интегрирование:



$$H = \frac{E_{\text{эф}} \nu f T_{\text{эф}}}{0,69m} \int_0^{t_1} (1 - e^{-\frac{0,69 t}{T_{\text{эф}}}}) dt \quad (3.15)$$

Конечный результат имеет вид:

$$H = \frac{E_{\text{эф}} \nu f T_{\text{эф}}}{0,69m} \left[ t_1 - \frac{(1 - e^{-\frac{0,69 t}{T_{\text{эф}}}}) T_{\text{эф}}}{0,69m} \right] \quad (3.16)$$

Для короткоживущих и быстрывыводимых радионуклидов подстановка формулы (3.13) в (3.4) и дальнейшее интегрирование дает следующий результат:

$$H = \frac{E_{\text{эф}} \nu f t_1 T_{\text{эф}}}{0,69m}. \quad (3.17)$$

Из формулы (3.17) видно, что в этом случае эквивалентная доза в органе пропорциональна времени  $t_1$ , за которое она рассчитывается.

Для долгоживущих и невыводимых из организма радионуклидов подстановка (3.14) в (3.4) и интегрирование дает следующее выражение для эквивалентной дозы:

$$H = \frac{E_{\text{эф}} \nu f t_1^2}{2m}. \quad (3.18)$$

В данной ситуации эквивалентная доза пропорциональна квадрату времени.

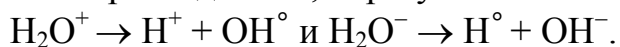
Итак, приведенные расчетные методы позволяют определять эквивалентную дозу облучения по данным об удельной активности воздуха, воды и продуктов питания, а также о радионуклидном составе радиационного загрязнения. Они позволяют решать и другую важную задачу – определять предельно допустимые концентрации различных радионуклидов в продуктах питания и окружающей среде.

### 3.11. Основы биологического действия ионизирующих излучений

Поглощенная энергия ионизирующих излучений, воздействующих на живые ткани, вызывает сильные структурные и функциональные изменения в облучаемых биологических объектах. Прямое физико-химическое действие, возникающее при этом на молекулярном и клеточном уровнях, обуславливается ионизацией атомов и молекул, расщеплением молекул белка, разрывом наименее прочных химических связей и другими изменениями. Необходимо заметить, что прямой ионизацией и непосредственной передачей энергии тканям тела не объясняется повреждающее действие излучения. Так, при абсолютно смертельной дозе, равной для человека 6 Гр на все тело, в 1 см<sup>3</sup> ткани образуются 10<sup>15</sup> ионов, что составляет одну ионизированную молекулу воды из 10 млн. молекул.

Так как основную часть массы тела человека составляет вода, то первичные физико-химические процессы, обусловленные действием ионизирующих излучений, во многом определяются поглощением излучения водой. В результате ио-

низации из молекулы воды выбивается электрон и образуется положительно заряженная молекула –  $\text{H}_2\text{O}^+$ :  $\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{H}_2\text{O}^+ + e^-$ . Образовавшийся электрон постепенно теряет энергию и может быть захвачен другой молекулой воды, которая в результате превращается в отрицательно заряженную молекулу  $\text{H}_2\text{O}^-$ . Эти молекулы не стабильные и распадаются, образуя ион и свободный радикал:



Таким образом, при радиоллизе воды образуются химически высокоактивные свободные радикалы типа  $\text{OH}^\circ$  и  $\text{H}^\circ$ . Взаимодействуя с органическими молекулами, они превращают их в радикалы, обладающие высокой реакционной способностью. В дальнейшем под действием первичных процессов в клетках, согласно биологическим законам жизни, происходят функциональные изменения. Наиболее важными изменениями в клетках являются: а) повреждение механизма митоза (деления) и хромосомного аппарата облученной клетки; б) блокирование процессов обновления и дифференцировки клеток; в) блокирование процессов пролиферации и последующей физиологической регенерации тканей. Для характеристики чувствительности биологических объектов к поражающему действию ионизирующего излучения введено понятие «радиочувствительность» и устойчивости к нему – «радиорезистентность».

Количественная оценка радиочувствительности производится путем определения поглощенных доз ионизирующего излучения, вызывающих определенный биологический эффект.

В живом организме наиболее радиочувствительны ткани, имеющие резерв активно размножающихся малодифференцированных клеток: кровеносная ткань, гонады, эпителий тонкого кишечника. Наименее радиочувствительны высокоспециализированные малообновляющиеся ткани, например, мышечная, костная, нервная.

В качестве биологических показателей радиочувствительности на *тканевом уровне* используют цитокINETические параметры: долю клеток, выживших (или погибших) после облучения; долю клеток с хромосомными абберациями.

На *популяционном уровне* радиочувствительность зависит от особенностей генотипа (в человеческой популяции 10–12% людей отличаются повышенной радиочувствительностью); от физиологического состояния (например, сон, бодрость, усталость, беременность); пола (более чувствительны мужчины, так как у них обмен веществ происходит интенсивнее); возраста (наименее чувствительны люди в зрелом возрасте).

На *эволюционном уровне* радиочувствительность зависит от степени сложности организации живого организма. Наименее радиочувствительны бактерии, для некоторых из них критерий полулетальной дозы  $\text{LD}_{50/30}$  составляет 1000–3000 Гр (в канале ядерного реактора обнаружены бактерии, которые живут при дозах 100 000 Гр в сутки). Наиболее радиочувствительны человек (2,5–3 Гр), собаки (2,5–3 Гр), обезьяны (2,5–4 Гр).

Радиочувствительность можно искусственно изменить в некоторых пределах, причем в сторону как увеличения, так и снижения. Физические воздействия и химические вещества, применяемые для противолучевой защиты, называют

радиопротекторами, а для увеличения радиочувствительности – радиосенсибилизаторами. Так, гипертермия, гипергликемия, гипербарическая оксигенация повышают радиочувствительность. Гипоксия, вызывающая уменьшение тканевого напряжения кислорода, увеличивает радиорезистентность тканей (что используется для защиты здоровых тканей при лучевой терапии).



Классификация возможных последствий облучения на организменном уровне представлена на приведенной ниже схеме (В.Ф. Козлов, «Справочник по радиационной безопасности», М., 1987.).

Последствия воздействия облучения на самого облученного, а не на его потомство называются соматическими (телесные) эффектами. Различают стохастические (вероятностные) и нестохастические соматические эффекты облучения. К нестохастическим соматическим эффектам относят поражения, тяжесть которых зависит от дозы облучения и для возникновения которых необходим дозовый порог. К таким эффектам относятся, например, локальные незлокачественные повреждения кожи (лучевой ожог), катаракты глаз (потемнение хрусталика), повреждение половых клеток (кратковременная или постоянная стерилизация) и др. Они проявляются в том случае, если превышает пороговая доза.

Соматико-стохастические и генетические эффекты облучения, имеющие вероятностную природу, обнаружить трудно, так как они незначительны и у них длительный латентный (скрытый) период, измеряемый десятками лет после облучения. К соматико-стохастическим эффектам относят злокачественные новообразования и опухоли, индуцированные излучением. Вероятность их появления зависит от дозы облучения и не исключается при малых дозах, поскольку, как предполагается, они не имеют дозового порога.

Генетические эффекты – врожденные уродства – возникают в результате мутаций и других нарушений в половых клеточных структурах, ведающих наследственностью. Генетические эффекты также, как и соматико-стохастические, не имеют порога. Проявления обоих эффектов мало зависят от мощности дозы, а обуславливаются накопленной суммарной дозой, независимо от сроков ее получения – за 1 сутки или за 50 лет.

Соматико-стохастические и генетические эффекты должны учитываться при оценке ущерба, нанесенного действием радиации в малых дозах на большие группы людей, насчитывающие сотни тысяч человек. Проявление этих эффектов определяется коллективной дозой, а у отдельных индивидуумов оно практически непредсказуемо. Доза 6 Гр (доза 100%-ной летальности) вызывает смерть всех облученных людей, не подвергнутых медицинскому лечению.

### Контрольное задание и вопросы

1. Что такое экспозиционная доза излучения; системные и внесистемные единицы ее измерения? Какова связь между ними?
2. Как связаны активность гамма-излучающих радионуклидов и мощность экспозиционной дозы на различных расстояниях от источника?
3. Средняя мощность экспозиционной дозы облучения в рентгеновском кабинете  $6,45 \cdot 10^{-12}$  Кл/(кг·с). Врач находится в течение 5 часов в этом кабинете. Какова доза его облучения за 6 рабочих дней?
4. Определите мощность экспозиционной дозы на расстоянии 1 м от точечного источника гамма-излучения, создаваемого радионуклидом  $^{60}\text{Co}$  активностью 10 мКи. Гамма-постоянная  $^{60}\text{Co}$  около  $13 \text{ Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{час} \cdot \text{мКи})$ .
5. Что такое поглощенная доза и ее мощность? В каких единицах они измеряются?
6. Однородным объектом массой 60 кг в течение 6 часов был поглощен 1 Дж энергии. Определите поглощенную дозу и ее мощность.
7. Рассчитайте для воздуха коэффициент связи между экспозиционной и поглощенной дозами.
8. Оцените, насколько повышается температура тела человека при получении им дозы в 400 рад при облучении всего тела гамма-излучением.
9. Найдите поглощенную организмом дозу излучения при полном бета-распаде в нем радионуклида  $^{32}\text{P}$  (период полураспада 14 суток) активностью 0,3 мКи (средняя энергия бета-распада 0,69 МэВ), если масса человека равна 70 кг и если считать, что радионуклид из организма не выводится.
10. Что такое относительная биологическая эффективность излучения? Что такое эквивалентная доза и в каких единицах она измеряется?
11. В 10 г ткани поглощается  $10^9$  альфа-частиц с энергией около 5 МэВ. Определите поглощенную и эквивалентную дозы.
12. Как рассчитывается эффективная эквивалентная доза и что она характеризует?
13. Что такое коэффициент радиационного риска? Для каких органов и

почему характерно наибольшее значение коэффициента радиационного риска?

14. После поступления в организм радиоактивного йода эквивалентная доза его в щитовидной железе составила 8 мЗв. Определите эффективную эквивалентную дозу.

15. Что определяет коллективная эффективная эквивалентная доза?

16. Каков принцип работы ионизационного детектора излучений?

17. Что такое энергетические спектры гамма-излучений? Каково их значение для определения радионуклидного состава радиационного загрязнения?

18. Каков принцип определения энергетического спектра излучений с помощью сцинтилляционного детектора?

19. Почему альфа-частицы регистрируются сложнее, чем гамма-кванты?

20. Чем отличаются по назначению дозиметры и радиометры?

21. Какую информацию и как получают при обследовании пациента с помощью спектрометров излучений человека (СИЧ)?

22. Из каких основных составляющих складывается естественный радиационный фон?

23. Составьте дифференциальное уравнение, описывающее изменение со временем эквивалентной дозы в органе. Укажите смысл входящих в него величин.

24. Составьте и решите дифференциальное уравнение, описывающее изменение активности радионуклидов в организме при их однократном поступлении.

25. Получите формулу для расчета эквивалентной дозы в органе при однократном поступлении радионуклидов в организм.

26. На основании каких данных определяется скорость поступления радионуклидов в организм?

27. Составьте дифференциальное уравнение, описывающее изменение активности радионуклидов в организме при их непрерывном поступлении с постоянной скоростью.

## Оглавление

ПРЕДИСЛОВИЕ .....	3
1. РЕНТГЕНОВСКОЕ ИЗЛУЧЕНИЕ .....	5
1.1. Тормозное рентгеновское излучение .....	5
1.2. Характеристическое рентгеновское излучение .....	7
1.3. Первичные физические эффекты, возникающие при взаимодействии рентгеновского излучения с веществом .....	8
1.4. Закон ослабления рентгеновского излучения в веществе .....	9
1.5. Физические принципы рентгенодиагностики .....	11
<b>Контрольное задание и вопросы .....</b>	<b>15</b>
2. РАДИОАКТИВНОСТЬ .....	17
2.1. Основные характеристики ядер .....	17
2.2. Виды радиоактивного распада .....	19
2.3. Простейшие ядерные реакции. Методы получения радионуклидов .....	22
2.4. Основной закон радиоактивного распада .....	24
2.5. Активность. Единицы измерения активности .....	26
2.6. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом .....	27
2.7. Принципы радионуклидных методов диагностики .....	30
2.8. Физические основы лучевой терапии .....	33
<i>Контрольное задание и вопросы .....</i>	<i>35</i>
3. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ .....	37
3.1. Экспозиционная доза излучения .....	37
3.2. Поглощенная доза .....	39
3.3. Эквивалентная доза .....	40
3.4. Эффективная эквивалентная доза .....	42
3.5. Коллективная доза .....	43
3.6. Детекторы ионизирующих излучений .....	43
3.7. Дозиметрические приборы .....	47
3.8. Радиометрия внутреннего облучения .....	50
3.9. Естественный радиационный фон и фоновое облучение человека .....	51
3.10. Принципы расчета доз внутреннего облучения .....	52
3.11. Основы биологического действия ионизирующих излучений .....	57
<b><i>Контрольное задание и вопросы .....</i></b>	<b><i>60</i></b>

Учебное издание

**Ильич** Генрих Казимирович

**МЕДИЦИНСКАЯ И БИОЛОГИЧЕСКАЯ ФИЗИКА**  
**ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ**

Пособие

Ответственный за выпуск Г.К. Ильич  
Редактор Л.В. Харитонович  
Компьютерная верстка Н.М. Федорцовой

Подписано в печать \_\_\_\_\_. Формат 60×84/16. Бумага писчая. Печать офсетная.  
Гарнитура “Times”. Усл. печ. л. \_\_\_\_\_. Уч.-изд. л. \_\_\_\_\_. Тираж \_\_\_\_ экз. Заказ \_\_\_\_\_.

Издатель и полиграфическое исполнение –  
Белорусский государственный медицинский университет.

ЛВ № 410 от 08.11.99; ЛП № 51 от 17.11.97.  
220050, г. Минск, Ленинградская, 6.

Репозиторий БГМУ