

868

ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ СИБИРСКОГО ОТДЕЛЕНИЯ АН СССР

Препринт 78

Г.М.Протопопова

КРАТКИЕ СВЕДЕНИЯ ПО ДОЗИМЕТРИИ  
ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Новосибирск  
1966

Кочнев В.У.

ИНСТИТУТ ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ СИБИРСКОГО ОТДЕЛЕНИЯ АН СССР

Препринт

Г.М.Протопопова

КРАТКИЕ СВЕДЕНИЯ ПО ДОЗИМЕТРИИ  
МОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Новосибирск  
1966

Настоящий препринт предназначен в качестве учебного пособия при подготовке лаборантов и среднего технического персонала к сдаче экзаменов по радиационной технике безопасности в ИЯФ СО АН СССР.

## 1. ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ, ОПРЕДЕЛЕНИЯ, ПОЛОЖЕНИЯ

Все встречающиеся в природе вещества состоят из молекул и атомов. Атом — это мельчайшая частица (диаметр  $\sim 10^{-8}$  см) химического элемента, сохраняющая все его химические и физические свойства.

Согласно модели Бора, атом состоит из ядра, вокруг которого на определенных расстояниях вращаются электроны. Атом в целом электрически нейтрален, так как величина положительного электрического заряда атомного ядра точно соответствует величине отрицательного заряда электронов в оболочке.

Ядро атома состоит из протонов и нейтронов, связанных между собой силами внутриядерного сцепления.

Протон ( $P$ ) — положительно заряженная частица с массой  $= 1,7 \cdot 10^{-24}$  г. и зарядом  $= 1,6 \cdot 10^{-19}$  кулона. Ядро атома водорода состоит из одного протона.

Нейтрон ( $N$ ) — нейтральная частица с массой покоя близкой к массе протона.

Число протонов ( $Z$ ), содержащихся в ядре атома данного химического элемента постоянно, а число нейтронов ( $N$ ) может меняться. Атомы одного и того же химического элемента, ядра которого имеют одинаковый заряд, но разные массовые числа ( $A = N + Z$ ) за счет разного числа нейтронов, называются изотопами. Изотопы могут быть стабильными и радиоактивными. Радиоактивность — это самопроизвольное превращение атомных ядер химических элементов, сопровождающееся испусканием ионизирующих излучений. У химических элементов с  $Z < 84$  существуют как стабильные, так и активные изотопы. При  $Z \geq 84$  есть лишь радиоактивные изотопы.

В результате радиоактивного распада число атомов данного изотопа постепенно уменьшается, соответственно уменьшается и его активность по закону:

$$Q_t = Q_0 e^{-\lambda t}$$

$$Q_t = Q_0 e^{-\frac{0,693t}{T}}$$

или

где  $Q_0$  — первоначальная активность радиоактивного изотопа;  
 $Q_t$  — конечная активность через промежуток времени  $t$ ;

$T$  - период полураспада.

$\lambda$  - постоянная радиоактивного распада.

Периодом полураспада называется время, в течение которого распадается половина всех атомов в данном количестве радиоактивного вещества.

Постоянная распада связана с периодом полураспада соотношением

$$\lambda = \frac{0,693}{T}$$

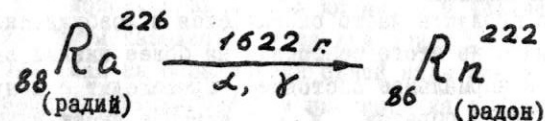
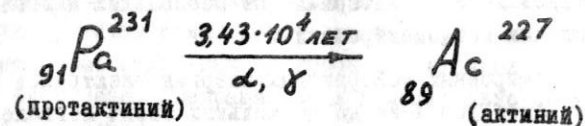
Оболочка ядра состоит из электронов. Электроны, обладающие одинаковой энергией, находятся на одних энергетических уровнях (слоях). Эти слои принято обозначать буквами латинского алфавита  $K, L, M, N$  и т.д. В каждом слое может находиться строго определенное число электронов. Электроны слоя  $K$  (ближнего к ядру) наиболее прочно связаны с атомным ядром. Электрон самопроизвольно не может перейти с одного слоя на другой; для такого перехода необходима энергия, получаемая электроном извне. Если этой энергии достаточно, чтобы преодолеть энергию связи электрона с ядром, то электрон может покинуть атом. При этом, атом перестает быть электрически нейтральным. Атом становится положительно заряженной частицей (или ионом). Процесс выбивания электронов из электронных оболочек называется ионизацией. Возможен и обратный процесс, при котором происходит соединение положительно заряженного иона с электроном или отрицательно заряженным ионом, в результате чего образуются нейтральные атомы. Этот процесс называется рекомбинацией ионов.

Ионизирующее излучение - это поток частиц или  $\gamma$ -квантов, способных при взаимодействии с веществом прямо или косвенно создавать в нем заряженные атомы или молекулы, т.е. ионы.

При физических исследованиях и в промышленности чаще всего приходится иметь дело со следующими видами ионизирующих излучений:  $\alpha, \beta, \gamma$ , рентгеновским и нейтронным излучениями, значительно реже - с потоками мезонов и других частиц.

$\alpha$ -излучение. В результате  $\alpha$ -распада радиоактивного изотопа образуется поток  $\alpha$ -частиц (поток ядер гелия), которые обладают кинетической энергией порядка нескольких мегаэлектронвольт.  $\alpha$ -частица состоит из двух протонов и двух нейтронов и имеет массу в 4 раза большую массы протона.

Пример  $\alpha$ -распада:

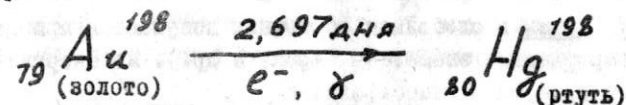


Здесь и в дальнейшем над стрелкой проставлен период полураспада элемента.

$\beta$ -излучение. В результате  $\beta$ -распада радиоактивных веществ образуется поток  $\beta$ -частиц.

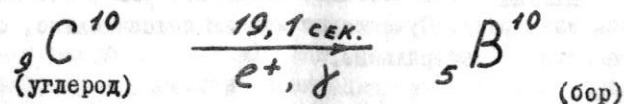
$\beta$ -частицы - это электроны в случае электронного  $\beta$ -распада и позитроны при позитронном  $\beta$ -распаде. Электроны ( $e^-$ ) - частицы, несущие отрицательный заряд, а позитроны ( $e^+$ ) - положительный заряд, равный заряду протона. Массы этих частиц равны и в 1840 раз меньше массы протона. В результате электронного распада массовое число ядра  $A$  остается без изменения, а заряд увеличивается на единицу, ядро исходного элемента превращается в ядро с порядковым номером на единицу больше, чем у исходного.

Пример:



В результате позитронного распада  $A$  - остается постоянным, а заряд уменьшается на 1. Ядро исходного элемента превращается в ядро с порядковым номером на 1 меньше, чем у исходного.

Пример:



Испускаемые  $\beta$ -частицы имеют непрерывный спектр, характерный для данного изотопа. Максимальная энергия  $\beta$ -спектра различных изотопов лежит в интервале от нескольких килоэлектронвольт до нескольких мегаэлектронвольт.

На электронных ускорителях энергия электронов и позитронов может быть доведена до нескольких тысяч мегаэлектронвольт.

$\gamma$ -излучение. После радиоактивного распада атомное ядро конечного продукта часто оказывается в возбужденном состоянии. Переход ядра из этого состояния на более низкий энергетический уровень, в нормальное состояние, происходит с испусканием  $\gamma$ -квантов. Таким образом,  $\gamma$ -излучение имеет внутриядерное происхождение.  $\gamma$ -излучение представляет собой довольно жесткое (большой энергии) электромагнитное излучение, распространяющееся со скоростью света.

Рентгеновское излучение по своей природе представляет собой также электромагнитное излучение. Так что различия в природе  $\gamma$ -излучения и рентгеновского нет. Двойственность терминологии имеет историческое происхождение. Электромагнитное излучение, возникающее при ядерных превращениях, было названо  $\gamma$ -лучами, а при возбуждении атомов, при торможении быстрых электронов - рентгеновскими лучами. Необходимо помнить, что поток электронов, и рентгеновское излучение неотделимы. При торможении быстрых электронов возникает рентгеновское излучение и наоборот, при взаимодействии электромагнитного излучения с веществом возникают электроны.

Нейтроны в свободном состоянии получают при делении атомных ядер тяжелых элементов (урана и др.). По энергиям для них принята следующая классификация:

Тепловые нейтроны	- до 0,1 Мэв.
Нейтроны промежуточных энергий	- 0,1 - 20 кэв.
Быстрые нейтроны	- 0,02 - 10 Мэв.
Нейтроны высоких энергий	- свыше 10 Мэв.

Мезоны - это частицы, масса которых в 200-300 раз больше массы электрона. Существуют мезоны положительно, отрицательно заряженные и нейтральные.

## 2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЙ С ВЕЩЕСТВОМ

Как уже было ранее сказано, при взаимодействии заряженных частиц (или  $\gamma$ -излучения) достаточной энергии с атомами вещества, происходит отрыв отдельных электронов с атомных оболочек. Атом, лишенный электрона, превращается в положительно заряженный ион. Произошла ионизация.

Число пар ионов, создаваемых ионизирующим излучением в веществе на единице пути называется удельной ионизацией; средняя энергия, затрачиваемая на образование одной пары ионов - средней работой ионизации; потеря энергии частицей на единице пути называется линейной потерей энергии (ЛПЭ).

На образование одной пары ионов в воздухе затрачивается около 34 эв. При движении в веществе заряженная частица теряет свою энергию. Скорость ее уменьшается до скорости теплового движения атомов среды. Расстояние, пройденное частицей от места образования до места потери ею избыточной энергии, называется длиной пробега.

Тяжелые заряженные частицы имеют определенную длину пробега в результате своего интенсивного взаимодействия с атомами и молекулами среды. Их треки, в основном, прямолинейны, плотность ионизации на единицу пути велика.

При прохождении через вещество  $\alpha$ -частицы теряют свою энергию, главным образом, при взаимодействии с электронами атомов и молекул среды. Связь между начальной энергией  $\alpha$ -частиц и средней длиной их пробега в воздухе  $R_{\text{возд.}}$  при 15° и давлении 760 мм рт.ст. передается следующей эмпирической формулой

$$R_{\text{возд.}} = 0,318 \cdot E^{3/2}$$

Здесь  $E$  выражено в Мэв, а  $R_{\text{возд.}}$  в см.  
Эмпирическая формула:

$$R_A = 0,56 R_{\text{возд.}} \cdot A^{1/3} / \text{мг/см}^2 /$$

позволяет рассчитать пробег  $\alpha$ -частицы в веществе с атомным весом  $A$ .

Чем выше энергия  $\alpha$ -частицы, тем большей будет длина ее пробега. Наибольшая удельная ионизация будет в конце пути, т.к.  $\alpha$ -частица, имеющая меньшую скорость более эффективно взаимо-

действует с электронами оболочек атома. Изменение удельной ионизации ( $\frac{dE}{dx}$ ) вдоль пробега  $d$ - частиц см. на рис.1.

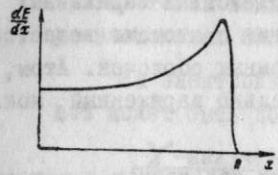


Рис.1

$d$ - частиц.

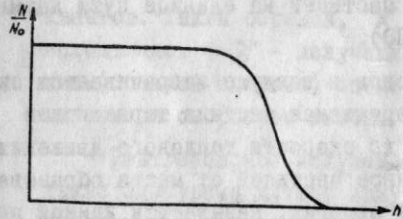


Рис.2

в том смысле, что частицы проходят довольно длинные извилистые пути, плотность ионизации на единице пути мала.

Полные потери энергии электронами, проходящими через вещество, складываются из ионизационных и радиационных потерь

$$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{пол.}} = \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион.}} + \left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад.}}$$

где  $\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ион.}}$  - среднее значение ионизационных потерь на сантиметр. Ионизационные потери энергии электронов в среде происходят за счет взаимодействия электрона с атомами среды, которое сопровождается возбуждением и ионизацией атома. График зависимости ионизационных потерь от энергии электрона показан на рис.3.

Движение быстрых электронов в веществе сопровождается еще и тормозным излучением. Тормозное излучение возникает при взаимодействии электронов с кулоновским полем атомных ядер. Хорошо известным примером тормозного излучения является непрерывный спектр

Поглощающую способность вещества обычно характеризуют кривыми поглощения, которые связывают отношение числа частиц  $N$ , прошедших через поглотитель, к числу падающих частиц  $N_0$ , с толщиной поглотителя  $h$ . На рис.2 показана кривая поглощения

Пробег протонов в воздухе может быть найден по соотношению  $R_{\text{возд.}} = 1,93 E^{1,8}$ ,  $E$  - выражено в Мэв, а  $R_{\text{возд.}}$  в см.

Для легких заряженных частиц понятие пробега является менее определенной величиной,

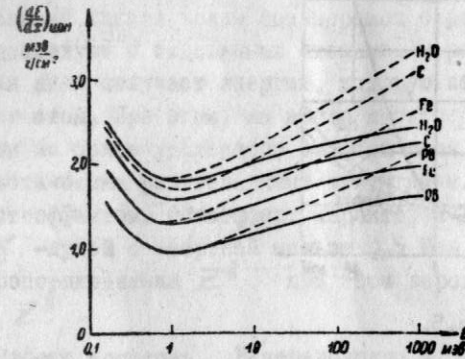


Рис.3.

рентгеновских лучей, возникающих в аноде рентгеновской трубки.

$\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад.}}$  - потери энергии электронами в результате тормозного излучения (радиационные потери).

График зависимости радиационных потерь от энергии электронов см. рис.4.

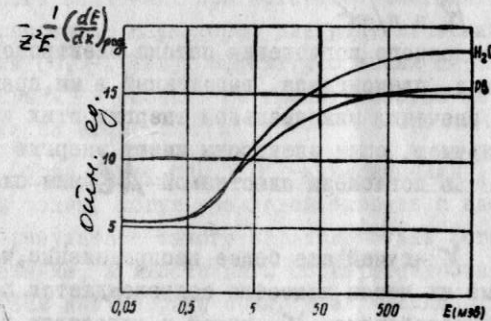


Рис.4.

Из графиков видно, что в области малых значений энергии электронов преобладают ионизационные потери, в области высоких - радиационные.

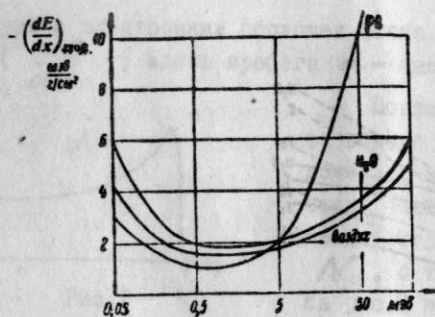


Рис.5.

Полные потери энергии электронов показаны на рис.5. Для расчета пробега электронов можно пользоваться следующими эмпирическими формулами

$$R = 0,15 E_{\text{макс.}} - 0,0028 \quad \text{при} \\ 0,03 \text{ МэВ} < E_{\text{макс.}} < 0,15 \text{ МэВ.}$$

$$R = 0,07 E_{\text{макс.}}^{5/3} \quad \text{при} E_{\text{макс.}} < 0,2 \text{ МэВ.}$$

$$R = 0,407 E_{\text{макс.}}^{1,38} \quad \text{при} 0,15 \text{ МэВ} < E_{\text{макс.}} < 0,8 \text{ МэВ.},$$

где  $E$  выражено в МэВ; а  $R$  в г/см<sup>2</sup>.

Полезно запомнить, что для полного поглощения потока электронов необходим слой  $\Delta e$ , стекла, плексигласа, выраженный в мм, практически равный удвоенному значению максимальной энергии этих частиц, выраженной в МэВ. Например, если электроны имеют энергию 2 МэВ, то они будут полностью поглощены пластинкой  $\Delta e$  или плексигласа, толщиной 4 мм.

Понятие пробега для  $\gamma$ -лучей еще более неопределенно, чем для электронов. Прохождение их через вещество сопровождается рассеянием и поглощением. Взаимодействие  $\gamma$ -лучей с веществом в основном происходит за счет трех процессов:

- 1) фотоэффекта; 2) комптоновского рассеяния; 3) образования пар.

Механизм взаимодействия излучения с веществом зависит как от свойств среды, так и от энергии излучения.

**Фотоэффект.** Так как рентгеновское и  $\gamma$ -излучение малых энер-

гий обладает длиной волны соизмеримой с размерами атома, то они взаимодействуют с отдельными атомами. В результате этого взаимодействия атом получает энергию, которую передает электрону и тот покидает атом. При этом, на место выбитого немедленно переходит электрон из более удаленного от ядра слоя, что сопровождается характеристическим рентгеновским излучением. Этот механизм называется фотоэффектом. Фотоэффект характерен для рентгеновских и мягких  $\gamma$ -лучей с энергией меньше 0,5 МэВ и вероятность его на атом пропорциональна  $Z^4$ , при этом вероятность на грамм меняется как  $Z^3$ .

**Эффект Комптона.** Рентгеновские и  $\gamma$ -лучи с энергией в несколько сот килоэлектронвольт и больше взаимодействуют со свободными электронами или с электронами, находящимися на внешних оболочках. При этом взаимодействии  $\gamma$ -кванты передают часть энергии электрону, а сами отклоняются на некоторый угол от своего первоначального направления. Этот эффект называется комптоновским рассеянием.

В результате многократного взаимодействия  $\gamma$ -кванта со свободными электронами среды, его энергия уменьшается и достигает такого значения, при котором происходит фотоэффект. Комптоновское рассеяние характерно для рентгеновских и  $\gamma$ -лучей средних энергий (0,5–1 МэВ). Эффект рассеяния не зависит от атомного номера среды в расчете на грамм вещества и пропорционален  $Z$  в расчете на атом.

**Образование пар.**  $\gamma$ -лучи высоких энергий, обладая малой длиной волны, могут взаимодействовать с электромагнитным полем ядра. В результате такого взаимодействия фотон прекращает свое существование, а вместо него образуются две частицы: электрон и позитрон. Так как энергия покоя этих частиц  $0,51 \text{ МэВ} \times 2$ , то процесс образования пар возможен, когда энергия  $\gamma$ -квантов больше 1,02 МэВ. С увеличением атомного номера среды возрастает и эффект образования пар, как  $Z^2$  в расчете на атом и как  $Z$  в расчете на грамм вещества.

При взаимодействии  $\gamma$ -квантов достаточной энергии с веществом может также идти и фотоядерная реакция, заключающаяся в том, что из ядра вылетает один или несколько нейтронов.

У большинства элементов энергия связи протона и нейтрона в ядре  $> 8 \text{ МэВ}$  (исключение составляет бериллий, энергия связи у кото-

рого 1,5 Мэв), поэтому фотоядерная реакция возможна при энергии  $\gamma$ -квантов  $> 8$  Мэв.

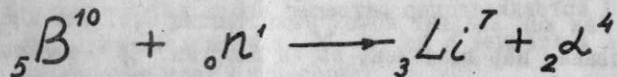
В результате потери нейтрона ядром, ядро превращается в изотоп. Этот изотоп может быть радиоактивным. В этом случае говорят о наведенной радиоактивности.

Нейтроны при прохождении через вещество взаимодействуют с ядрами атомов среды. В отличие от заряженных частиц и  $\gamma$ -квантов нейтроны, не имея электрического заряда, практически не взаимодействуют с электронами атомов и имеют высокую проникающую способность.

Наибольшую энергию быстрые нейтроны теряют при упругом соударении с атомными ядрами водорода — протонами, т.к. массы нейтрона и протона примерно равны. Всего 1% энергии нейтрон теряет при взаимодействии с ядрами свинца.

При взаимодействии нейтрона с ядрами водорода образуется протон отдачи. Кроме упругого рассеяния нейтронов, существует механизм неупругого рассеяния, при котором ядро переходит в возбужденное состояние и испускает избыточную энергию в виде  $\gamma$ -квантов. При взаимодействии с веществом тепловых нейтронов возможен механизм захвата.

Ядро, захватившее нейтрон, получив дополнительную энергию, переходит в возбужденное состояние. Вновь образовавшийся изотоп может быть устойчивым или радиоактивным (наведенная радиоактивность). Кроме того, при захвате атомными ядрами особенно легких элементов быстрых нейтронов происходят ядерные реакции, которые сопровождаются испусканием протона,  $\alpha$ -частицы, нейтронов,  $\gamma$ -квантов. В качестве поглотителя тепловых нейтронов используют бор:



Вещества, средний атомный номер которых близок к среднему атомному номеру воздуха, называют воздухоэквивалентными. Средний атомный номер ( $Z$ ) элементов, входящих в состав воздуха, равен 7,64. В воздухоэквивалентных средах (мягкие ткани животных и человека ( $Z \sim 7,42$ ), некоторые пластмассы и др.) поглощение энергии рентгеновского и  $\gamma$ -излучения происходит примерно так же, как и в воздухе при нормальных условиях. Это делает возможным измерения,

выполненные в воздухе, переносить на воздухоэквивалентные ткани, что очень важно в биологии и медицине.

### 3. ЗАКОНЫ ОСЛАБЛЕНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ ВЕЩЕСТВОМ

Распространение ионизирующих излучений через вещество сопровождается ослаблением их интенсивности и переходом энергии излучения в другие формы энергии.

Интенсивность излучения является количественной характеристикой поля излучения и определяется как энергия, которую пронесут кванты в единицу времени через 1 см<sup>2</sup> поверхности, перпендикулярной к направлению их движения. Излучение называется монохроматическим, если все кванты его имеют одинаковую энергию. Тогда интенсивность монохроматического пучка  $\gamma$ -лучей  $J$  определится как  $J = n \cdot E$ , где  $n$  — число квантов, проходящих через 1 см<sup>2</sup> в секунду, а  $E$  — энергия кванта.

Для всех видов ионизирующих излучений справедлив в грубом приближении закон обратных квадратов, который учитывает убывание интенсивности излучения обратно пропорционально квадрату расстояния от источника.

Тяжелые заряженные частицы (протоны с энергией  $\sim$  Мэв,  $\alpha$ -частицы ядерного происхождения) практически полностью поглощаются тонкими слоями вещества (бумагой, кожей и т.п.).

При прохождении излучения через вещество в результате рассмотренных процессов взаимодействия с электронами и атомами среды, оно ослабляется. Ослабление параллельного пучка рентгеновских и  $\gamma$ -лучей происходит по экспоненциальному закону:

$$J = J_0 e^{-\mu d} \quad (1)$$

- $J_0$  — интенсивность излучения до попадания в поглощенную среду;  
 $J$  — интенсивность излучения после прохождения поглощающей среды, толщины  $d$  см;  
 $d$  — толщина поглощающей среды в см;  
 $\mu$  — линейный коэффициент ослабления рентгеновского и  $\gamma$ -излучения.

Слой поглотителя, при прохождении которого интенсивность излучения уменьшается в два раза, называется слоем половинного ослабления



( $d^{1/2}$ ). Между линейным коэффициентом ослабления и слоем половинного ослабления существует следующая зависимость:

$$\mu = \frac{0,693}{d^{1/2}}, \text{ тогда}$$

закон ослабления можно записать так:

$$J = J_0 e^{-\frac{0,693d}{d^{1/2}}}$$

Линейный коэффициент ослабления складывается из суммы коэффициентов ослабления за счет фотоэффекта ( $\tau$ ), эффекта Комптона ( $\sigma$ ) и процесса образования пар ( $\chi$ )  $\mu = \tau + \sigma + \chi$ .

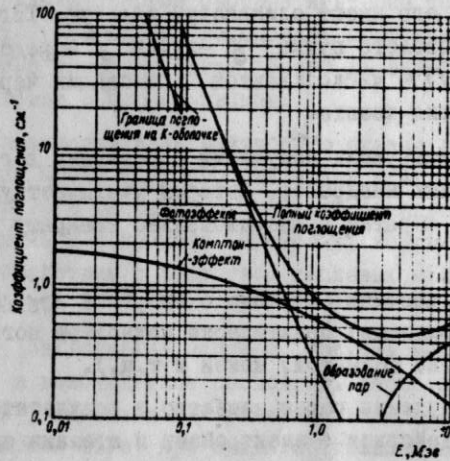


Рис.6.

На рис.6 приведены кривые зависимости коэффициентов поглощения  $\gamma$ -излучения от энергии квантов. С увеличением плотности вещества поглотителя линейный коэффициент ослабления возрастает. Поэтому толщину поглотителя удобнее выразить не в сантиметрах, а в весе вещества, приходящегося на  $1 \text{ см}^2$  поверхности, перпендикулярной к направлению движения квантов ( $g/\text{см}^2$  или  $\text{мг}/\text{см}^2$ ).

#### 4. ЕДИНИЦЫ В ДОЗИМЕТРИИ

Прежде всего напомним, что электронвольт (эв) равен энергии электрона, прошедшего разность потенциалов один вольт.

1 эв =  $1,6 \cdot 10^{-12}$  эрг. Существуют более крупные единицы:

1 килоэлектронвольт (кэв) =  $10^3$  эв.

1 мегаэлектронвольт (Мэв) =  $10^6$  эв.

1 гигаэлектронвольт (Гэв) (или Бэв) =  $10^9$  эв.

Введем понятие активности радиоактивного препарата. Атомные ядра радиоактивных изотопов распадаются с определенной скоростью. Число атомов в данном количестве радиоактивного вещества, распадающихся за единицу времени, и определяет активность радиоактивного препарата.

Единицей активности является кюри. Кюри — это активность препарата данного изотопа, в котором в 1 сек. происходит  $3,7 \cdot 10^{10}$  актов распада. Такое количество распадов примерно происходит в 1г радия в каждую секунду. На практике применяют также единицы, производные от кюри: милликюри (1 мкюри =  $10^{-3}$  кюри), микрокюри (1 мккюри =  $10^{-6}$  кюри). В единицах кюри обычно определяют активность радиоактивных изотопов, распадающихся с испусканием  $\alpha$  и  $\beta$ -частиц.

В настоящее время за единицу активности по системе СИ (система интернациональная) принят 1 расп/сек.

Рассмотрим, что такое доза и мощность дозы. Наиболее общим является определение поглощенной дозы. Поглощенная доза любого ионизирующего излучения есть энергия, отдаваемая ионизирующим излучением единице массы облучаемого вещества.

Единицей поглощенной дозы является рад. 1 рад равен 100 эргам на 1 грамм облучаемого вещества. Рад является универсальной единицей измерения поглощенной дозы для всех видов ионизирующих излучений.

Исторически раньше единица рад возникла единица рентген, характеризующая ионизирующую способность рентгеновского и  $\gamma$ -излучения.

**Рентген (р)** - это доза рентгеновского или  $\gamma$ -излучения в воздухе, при которой сопряженная корпускулярная эмиссия производит в 0,001293 г воздуха ионы, несущие заряд в одну электростатическую единицу количества электричества каждого знака. ( $1 \text{ CGSE} = 3,3 \cdot 10^{-10}$  кулона).

Вес одного кубического сантиметра воздуха равен 0,001293 г при температуре  $0^\circ\text{C}$  и давлении 760 мм. ртутного столба. Заряд электрона равен  $1,6 \cdot 10^{-19}$  кулона. Следовательно, под воздействием излучения в 1 рентген в  $1 \text{ см}^3$  воздуха образуется

$$\frac{3,3 \cdot 10^{-10} \text{ кулона}}{1,6 \cdot 10^{-19} \text{ кулона}} = 2,08 \cdot 10^9 \text{ ионов каждого знака.}$$

На образование одной пары ионов в воздухе затрачивается энергия, равная 34 эв., а на  $2,08 \cdot 10^9$  пар ионов, энергия, равная

$34 \text{ эв} \times 2,08 \cdot 10^9 = 0,114 \text{ эрг/см}^3$ , а энергия поглощенная в 1 г. воздуха, будет равна  $0,114 \text{ эрг/см}^3 \times 770 \text{ см}^3 = 87,6 \text{ эрг}$ . Следовательно, энергия, поглощенная в 1 г. воздуха при дозе в 1 р. будет 87,6 эрг, что близко к 1 раду.

В связи с ограничениями, накладываемыми теорией электронного равновесия, возникают большие трудности при определении дозы облучения в рентгенах, когда энергия квантов рентгеновского и  $\gamma$ -излучения достигает очень больших значений. Для практических целей энергия 3 Мэв произвольно принята за верхний предел энергий, до которого следует пользоваться единицей рентген.

Благодаря близости эффективных атомных номеров воздуха и основных тканей человеческого тела, поглощенная в тканях энергия для широкого спектрального диапазона будет пропорциональна дозе, измеренной в рентгенах.

Для характеристики биологической эффективности различных видов излучений вводится понятие о биологическом эквиваленте рентгена. Биологический эквивалент рентгена - это количество любого вида излучения, поглощенного биологической тканью, биологическое действие которого эквивалентно действию 1 р рентгеновских или  $\gamma$ -лучей. Обозначается эта единица **бэр**. Биологический эффект ионизирующих излучений зависит от вида излучения, его энергии и ионизирующей способности. С увеличением ионизирующей и проникающей способности излучения биологический эффект воздействия возрастает.

Наиболее сильное биологическое действие при внутреннем облучении оказывают  $\alpha$ -частицы, так как они создают наибольшую плотность ионизации.  $\gamma$ -лучи и электроны при одинаковых с  $\alpha$ -частицами поглощенных дозах создают меньшее разрушение в биологических тканях из-за меньшей плотности ионизации.

Вводится понятие ОБЭ, т.е. относительной биологической эффективности различных видов излучения. ОБЭ определяется как отношение величин поглощенной энергии от различных видов излучений, вызвавших одинаковый биологический эффект. Результаты многих экспериментов показали, что ОБЭ всегда  $\geq 1$  и имеется почти однозначное соотношение между ОБЭ и плотностью ионизационных потерь, которое заключается в том, что частицы с минимальной ионизацией имеют ОБЭ, равное единице, а с увеличением энергетических потерь на единицу длины ОБЭ возрастает. Рис. 7 показывает изменение ОБЭ с изменением линейных потерь энергии (ЛПЭ) в воде в кэв/микрон.

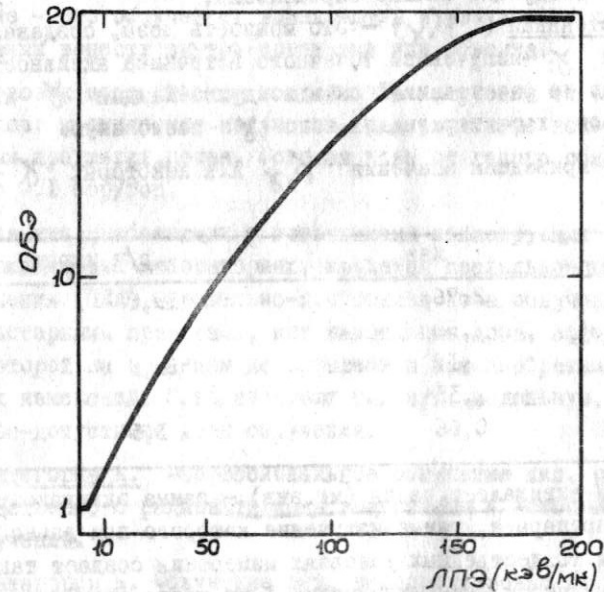


Рис. 7.

Если принять биологическую эффективность  $\gamma$ -излучения за единицу, то ОБЭ для других видов излучения смотри в таблице:

Вид излучения	Относительная биологическая эффективность (ОБЭ)
Гамма и рентгеновы лучи	1
Бета-частицы и электроны	1
Тепловые нейтроны	2-5
Быстрые нейтроны	5-10
Альфа-частицы и протоны	10
Нейтроны <sup>сверх</sup> высоких энергий и ядра отдачи	20

$D$  бэр = (ОБЭ) ·  $D$  рентген.

Доза, отнесенная к единице времени ( $t$ ) называется мощностью дозы ( $P$ ).

$$P = \frac{D}{t}$$

Полезно знать и следующие важные определения.

Гамма-постоянная ( $K_\gamma$ ) - это мощность дозы, создаваемая нефльтрованным  $\gamma$ -излучением точечного источника активностью 1 мкюри за 1 час на расстоянии 1 см в воздухе. Каждый  $\gamma$ -излучатель имеет свою, характерную для него  $K_\gamma$ -постоянную.

В таблице приведены значения  $K_\gamma$  для некоторых  $\gamma$ -излучателей

Изотоп	Мэв	р/ч мкюри
Натрий 24	2,76	19,0
	1,38	
Кобальт	1,17	12,8
	1,33	
Цезий	0,66	3,5

Миллиграмм-эквивалент радия (мг.экв) - гамма эквивалент радиоактивного препарата, гамма-излучение которого при данной фильтрации и при тождественных условиях измерения создает такую же мощность дозы, что и гамма-излучение 1 мг радия государствен-

ного эталона СССР при платиновом фильтре толщиной 0,5 мм. Для расчетов мощности дозы от точечных радиоактивных источников пользуются следующим соотношением:

1 мг экв. радия на расстоянии 1 см в воздухе создает мощность дозы, равную 8,4 р/час.

Если активность источника  $\gamma$ -излучения дана в мг.экв. радия, то доза рассчитывается по формуле:

$$D = \frac{8,4 \cdot M \cdot t}{r^2} (p), \text{ где}$$

$M$  - активность радиоизотопа в мг.экв.радия.

$r$  - расстояние от источника в см.

## 5. ОБЛУЧЕНИЕ И ПРЕДЕЛЬНО-ДОПУСТИМЫЕ ДОЗЫ

Облучение - это действие ионизирующих излучений на живой организм. Внешнее облучение - это облучение от источников излучения, находящихся вне организма или облучаемого объекта, а внутреннее облучение - это облучение, возникающее в результате попадания радиоактивных веществ внутрь организма или объекта.

Человек подвергается воздействию излучения от естественных источников: космическое излучение, радиоактивные вещества в пище, растениях, предметах, почве. Годовая доза от такого облучения равна примерно 0,1 бэр/год.

Для лиц, работающих с источниками ионизирующих излучений или в прилегающих лабораториях, вводятся предельно-допустимые дозы облучения (ПДД). Предельно-допустимая доза облучения определяется санитарными правилами, как наибольшая доза, эффективное действие которой на организм не вызывает в нем необратимых физиологических изменений. Устанавливают годовую, недельную, разовую предельно-допустимые дозы облучения.

Категория А. Профессиональное облучение лиц, работающих непосредственно с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений.

Категория Б. Облучение лиц, непосредственно не занятых на работах с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих

излучений, но по роду своей деятельности находящихся в смежных помещениях или на территории санитарно-защитной зоны.

**Категория В.** Все остальное население. В следующей таблице указаны предельно-допустимые дозы для лиц выше перечисленных категорий.

Категория облучения	Внешнее облучение всего организма	
	мбэр/не- деля	бэр год
А	100	5
Б	10	0,5
В	1	0,05

Предельно-допустимые дозы внешнего облучения установлены сверх уровней облучения, создаваемых естественным фоном.

Предельно-допустимые мощности дозы (мрад/неделя) для различных видов излучений

Виды излучения	Категория облучения		
	А	Б	В
Гамма и рентгеновы лучи	100	10	1
Бета-частицы и электроны	100	10	1
Тепловые нейтроны (0,025 эв)	33	3,3	0,33
Быстрые нейтроны (2 Мэв)	10	1	0,1
Альфа-частицы	10	1	0,1

Санитарными правилами допускается однократное внешнее облучение дозой в 3 бэр в любое 13 последовательных недель, но при условии, что годовая доза будет не выше 5 бэр.

Суммарная доза для профессиональных условий не должна превышать 5 ( $N - 18$ ) бэр, где  $N$  - возраст человека.

#### 6. ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ЗАЩИТА

Для исследовательских целей могут быть использованы радиоактивные вещества как в открытом виде, так и в закрытом. Закрытым источником излучения считается радиоактивное вещество, которое заключено в такую оболочку или находится в таком физическом состоянии, при котором исключается возможность распростране-

ния радиоактивного вещества в окружающую среду при предполагаемых условиях его использования и износа.

Открытый источник - это радиоактивное вещество, находящееся в такой оболочке или физическом состоянии, при которых возможно его распространение в окружающую среду.

При работе с закрытыми источниками радиоактивных излучений человек или объект подвергается внешнему облучению. При работе с открытыми источниками ионизирующих излучений возможно и внутреннее облучение.

Ускорители заряженных частиц могут являться источниками ионизирующих излучений, представляющих биологическую опасность. Степень радиационной опасности ускорителя зависит от типа ускоряемых частиц и диапазона энергий. В качестве ускорителей электронов используются бетатроны, синхротроны и линейные ускорители. Для ускорения тяжелых заряженных частиц - электростатический ускоритель Ван-де-Граффа, циклотроны, синхрофазотроны.

В зависимости от диапазона энергии ускоренных частиц основную радиационную опасность представляют различные виды ионизирующих излучений. До энергии 8 Мэв: это практически всегда только выведенные пучки частиц и тормозное излучение (наиболее интенсивное у электронных ускорителей). При достижении энергии 8 Мэв появляются нейтроны, а также наведенная бета- и гамма-активность. При превышении 150 Мэв добавляются мезоны.

Плазма с большой концентрацией заряженных частиц, нагретая до высокой температуры, может служить очень мощным генератором лучистой энергии. Причиной возникновения этого излучения являются различные виды столкновений между частицами плазмы.

Электрон может при столкновении с атомом потерять часть своей энергии, которая излучается в виде фотона. Тормозное излучение плазмы с электронной температурой  $T_e = 10^4$  градусов будет в основном принадлежать к инфракрасной и видимой части спектра, а при  $T_e = 10^8$  градусов главную долю излучения плазмы будут составлять рентгеновские лучи. До температур порядка  $10^7$  градусов в плазме преобладает излучение рекомбинации, которое возникает при переходе электрона из свободного состояния в связанное.

При протекании термоядерной реакции плазма становится мощным нейтронным источником.

Радиационная опасность возникает также при работе с высоковольтными кенотронами, являющимися источниками рентгеновского излучения. Интенсивное рентгеновское излучение возникает в основном при аварийных режимах: 1) короткое замыкание выпрямителя и 2) заагазованность кенотрона.

Для защиты от гамма излучения наиболее часто применяются следующие материалы:

свинец	( $\rho = 11,0$ г/см <sup>3</sup> $Z = 82$ )
сталь	( $\rho = 7,7$ г/см <sup>3</sup> $Z = 26$ )
бетон	( $\rho = 2,3$ г/см <sup>3</sup> $Z = 13$ )
железо	( $\rho = 7,8$ г/см <sup>3</sup> $Z = 26$ )
вода	( $\rho = 1$ г/см <sup>3</sup> $Z = 10$ )

Как было рассмотрено, при взаимодействии рентгеновского излучения с веществом, энергия квантов передается электронам, и фотоэффект на атом сильно (как  $Z^4$ ) зависит от атомного номера вещества. Поэтому свинец особенно эффективен для защиты от мягкого гамма излучения и рентгеновского излучения.

Иногда по условию проведения эксперимента необходимо использовать прозрачную защиту, например, для смотровых систем ускорителей и реакторов. Прозрачные защитные материалы должны обладать не только хорошими защитными, но и высокими оптическими свойствами. Хорошо удовлетворяют таким требованиям следующие материалы: свинцовое стекло, известковое стекло, стекло с жидким наполнителем (бромистый цинк  $ZnBr_2$ ).

Расчет защиты от  $\gamma$ -излучения радиоактивных изотопов производится при помощи таблиц, составленных на основе теории ослабления широкого пучка гамма-излучения от точечного источника. В таблицах приведена энергия гамма-лучей в интервале от 0,1+10 Мэв, кратность и толщина защиты (для разных защитных материалов).

Тормозное излучение является монохроматическим. Поэтому для расчета защиты от тормозного излучения необходимо знать кривую распределения интенсивности по энергии. Иногда оказывается удовлетворительным определение толщины защиты (с запасом) по ослаблению фотонов максимальной энергии, пользуясь готовыми табли-

цами. Но такой подход часто может быть завышенным, так как вклад в суммарную дозу излучения фотонов с наибольшей энергией может быть малым.

Для источников в ограниченных объемах (ускоритель в закрытом зале) не следует забывать и вклад в дозу отраженного излучения.

Наиболее широко применяемыми на практике защитными материалами от нейтронов являются: бетон, парафин, полиэтилен, борный графит, кадмий, различные органические соединения. Парафин, бетон, полиэтилен используются для замедления быстрых нейтронов (процессы взаимодействия нейтронов с веществом были рассмотрены выше). Для поглощения тепловых нейтронов используется бор. Кадмий обладает исключительными поглощающими свойствами при энергии нейтронов до 0,6 эв., но при этом возникает гамма-кванты с энергией 7,5 Мэв. поэтому чаще применяют сплав свинца с 5% содержанием кадмия. Защита от быстрых нейтронов строится следующим образом: слой парафина, слой поглотителя тепловых нейтронов (борная кислота, карбит бора), чугун или свинец. Полезно запомнить, что слой парафина толщиной порядка 12-13 см. замедляет нейтроны практически любых энергий до уровня тепловых и что толщина поглотителя (бора) должна быть не менее 200 мг на 1 см<sup>2</sup> поверхности замедления.

## 7. ИНДИВИДУАЛЬНЫЙ И ОПЕРАТИВНЫЙ ДОЗКОНТРОЛЬ

В настоящее время наиболее распространенным методом ведения индивидуального дозконтроля является фотографический. При облучении фотопленки рентгеновским и гамма-излучением отмечается почернение эмульсии, причем плотность почернения зависит от дозы излучения.

Фотоэмульсия состоит из кристаллов галоидного серебра, находящегося в желатине. Эмульсия наносится на триацетатную подложку. Почти во всех эмульсиях большую часть галоидного серебра составляет бромистое серебро. Размер зерен сильно влияет на чувствительность пленки. Средний диаметр зерен колеблется от 0,3 микрон в ядерных эмульсиях до 1-2 микрон в эмульсиях, предназначенных для регистрации рентгеновского излучения. Количество зерен в эмульсиях таково, что весовой процент бромистого серебра в ядерной эмульсии составляет 80%. Толщина эмульсии пленки колеблется от нескольких микрон до нескольких десятков микрон. Так, у ядерных фотоэмульсий типа "к" эта толщина составляет 20 микрон.

Рассмотрим механизм взаимодействия рентгеновских и гамма-лучей с фотоэмульсией. При энергии фотонов меньше 0,2 Мэв преобладает фотоэффект, при котором  $Z$  вещества играет существенную роль. При энергии фотонов 0,2-3 Мэв преобладает эффект Комптона. Поэтому плотность почернения фотоэмульсии сильно зависит от энергии фотонов, особенно в области энергий  $< 0,2$  Мэв. Эта зависимость получила название "ход с жесткостью" фотоэмульсии (См. рис.8 кривая № 1).

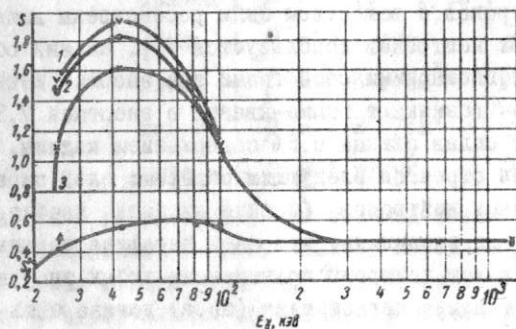
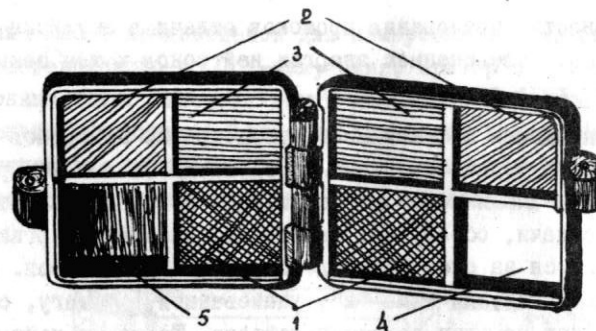


Рис.8.

Для уменьшения "хода с жесткостью" при определении доз рентгеновского и мягкого рассеянного  $\gamma$ -излучения (0,02-0,2 Мэв) используют поглощающие фильтры (0,05 - 1,0 мм, меди или свинца). На рис. № 8 кривые № 2,3,4 иллюстрируют уменьшение "хода с жесткостью" пленки за счет поглощающих фильтров.

В настоящее время для целей индивидуальной фотодозиметрии применяется пленка "Agfa" чувствительностью от 50 мр до 5 р и пленка РМ 5/4 чувствительностью от 20 мр до 50 р. Пленка, нарезанная кусочками 4x3 см, помещается в светонепроницаемый пакет, а затем в кассету ИФК-2,3. Устройство кассеты приведено на рис. № 9. Такая кассета с пленкой выдается сотрудникам, работающим в сфере ионизирующих излучений сроком на 1 месяц или меньше, в зависимости от уровня облучения.

Плотность почернения определяется на денситометре "ДФЭ-10". Затем полученные плотности сравниваются с градуировочными.



- 1 - фильтр из свинца, толщиной 0,7 мм;
- 2 - фильтр из алюминия, толщиной 2 мм;
- 3 - фильтр из гетинакса, толщиной 5 мм;
- 4 - открытое окно;
- 5 - стенка кассеты из карболита, толщиной 3 мм.

Рис.9.

Рассмотрим фотографическую дозиметрию быстрых нейтронов. Прямое измерение дозы нейтронов по почернению пленки на несколько порядков менее эффективно по сравнению с  $\gamma$ -излучением. Поэтому для дозиметрии быстрых нейтронов используют ядерные фотоэмульсии, чувствительные к протонам. Это пленки "Я-2" и "К". Как было рассмотрено выше, при взаимодействии быстрых нейтронов с веществом возникает протон отдачи, который и производит в веществе ионизацию.

Фотографическая дозиметрия быстрых нейтронов основана исключительно на методе анализа треков, возникающих в результате взаимодействия протонов отдачи с эмульсией.

Наиболее простой способ определения нейтронной дозы - это подсчет количества треков в градуировочных пленках и в рабочих. Од-

нако, вероятность образования протонов отдачи в эмульсии значительно убывает с увеличением энергии нейтронов и тем самым резко отличается от хода дозовых кривых.

Чтобы повысить эффективность регистрации нейтронов высоких энергий, можно окружить эмульсию чередующимися слоями водородосодержащих веществ и алюминиевых поглотителей. В таком дозиметре нехватка протонов отдачи, образуемых нейтронами высоких энергий в эмульсии, восполняется за счет водородосодержащих радиаторов. Средняя чувствительность пленки типа "к", упакованной в бумагу, составляет  $2 \cdot 10^{-4}$  треков на один падающий нейтрон. Тепловые нейтроны вследствие малости своих энергий не могут создать протонов отдачи с энергией, достаточной для образования ионов. Поэтому за биологический эффект воздействия тепловых нейтронов в основном ответственны реакции захвата  $H(n, \gamma) H^2$  и  $N^{14}(n, p) C^{14}$ , в результате чего образующиеся  $\gamma$ -кванты и протоны создают значительную ионизацию в ткани.

Для регистрации тепловых нейтронов получил распространение метод, основанный на применении сцинтиллирующих детекторов, люминесцентное свечение которых воспринимается рентгеновской пленкой типа РМ-1 или X.

Кроме фотографического индивидуального дозиметрического контроля проводится контроль доз рентгеновского и  $\gamma$ -излучения с помощью небольших металлических и пластмассовых ионизационных камер, напоминающих по форме авторучки.

Перед работой электроды камер заряжают постоянным напряжением до потенциала  $U_1 = \frac{q_1}{C}$ , где  $q_1$  - сообщенный камере заряд,  $C$  - емкость камеры; от специально измерительного устройства. В процессе работы камера облучается гамма-излучением и, вследствие ионизации воздуха в ней, разряжается до потенциала  $U_2 = \frac{q_2}{C}$ . Доза пропорциональна падению потенциала камеры, т.е.

$$D \sim C (U_1 - U_2) = C \Delta U$$

Зная  $\Delta U$  и имея градуировочный график, показывающий зависимость падения напряжения от дозы, можно определить дозу, полученную камерой, а, следовательно, и человеком, носившим её.

Различают два типа камер: конденсаторные КИД-1 и прямо показывающие ДК-0,2. Комплект индивидуального дозиметрического контро-

ля типа КИД-1 предназначен для измерения суммарной дозы до 2 р. от рентгеновского и  $\gamma$ -излучения. Прибор состоит из двух ионизационных камер, имеющих общий пластмассовый корпус 1 (см. рис. № 10), являющийся наружным электродом для обеих камер. Малая камера, рассчитанная для измерения дозы до 2 р, имеет центральный электрод 2, изготовленный из токопроводящей пластмассы. Большая камера - на 0,2 р.,

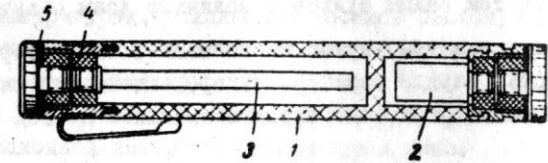


Рис. 10

центральный её электрод 3 выполнен из алюминия. Центральные электроды одним концом укреплены на фторопластовых изоляторах 4. Точно на этом же принципе действия основан и карманный дозиметр типа ДК-0,2. Он предназначен для индивидуального контроля при работе с более жестким рентгеновским и  $\gamma$ -излучением при мощности дозы, не превышающей 100 мр/мин. Прибор состоит из трех основных частей: ионизационной камеры, электроскопа и микроскопа (см. рис. 11).

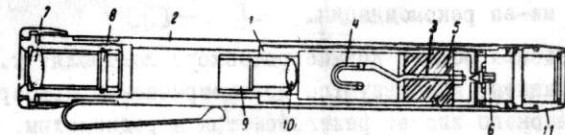


Рис. 11

Наружный электрод 1 ионизационной камеры, выполненный из токопроводящего материала, помещается внутри корпуса 2 прибора. Внутренним электродом служит электроскоп. Электроскоп состоит из алюминиевого держателя 3 и плавленой кварцевой нити 4, которая крепится к держателю. Держатель и нить, выгнутые в виде дужки, укрепляются на янтарном изоляторе 5. Для сообщения заряда электроскопу и обеспечения герметичности дозиметра имеется пружинный контакт 6.

Микроскоп состоит из окуляра 7, шкалы 8, диафрагмы 9, объектива 10. Шкала имеет 20 делений с ценой деления 10 мр. При зарядке дозиметра ДК-0,2 отворачивается предохранительный колпачок 11, затем пружинный контакт 6 вводится в соприкосновение со штырем зарядного устройства и подаются заряды. Под воздействием ионизирующего излучения в ионизационной камере образуются ионы, которые снимают заряд с электроскопа, и нить прибора начинает перемещаться по шкале, позволяя тем самым судить о величине дозы облучения.

Применяя дозиметры, нужно не забывать, что камеры имеют саморазряд — утечку заряда через изолятор, отделяющий внутренний и наружный электроды. Этот саморазряд составляет до 10% от шкалы за сутки.

Камеры, изготовленные из металла или из металла и пластмассы, имеют так называемый "ход с жесткостью", т.е. при одной и той же дозе происходит различное падение напряжения на камере в зависимости от энергии падающего излучения.

Камеры, изготовленные из воздухоэквивалентных материалов не имеют "хода с жесткостью". Дозиметры ДК-0,2 не имеют "хода с жесткостью" в интервале энергий 200-3000 кэв. Дозиметры КИД-1 — в интервале от 80-3000 кэв.

При применении этих дозиметров в полях импульсных излучений следует оценивать эффективность собирания ионов, которая будет уменьшаться из-за рекомбинации.

Для ведения общего дозиметрического контроля, т.е. проверки надежности защиты, используются дозиметрические приборы стационарного и переносного типов: рентгенометры и радиометры. Рентгенометрами называют приборы, предназначенные для измерения мощности дозы в р/мин или р/сек или р/час или дозы в рентгенах. Рентгенометр

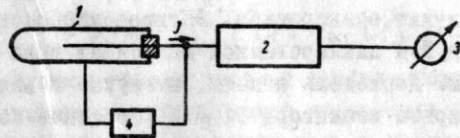


Рис. 12.

состоит: из датчика 1 (см. рис. 12), усилителя постоянного тока с источником питания 2, измерительного прибора 3 и источника питания датчика 4. В качестве датчика можно использовать ионизационные камеры и сцинтилляторы. Сцинтилляционный метод основан на том, что при прохождении заряженных частиц через вещество происходит возбуждение и ионизация атомов и молекул. Слабые световые вспышки, сопровождающие эти процессы, могут быть обнаружены и измерены аппаратурой, обладающей высокой светочувствительностью. К рентгенометрам, где в качестве датчика используется: 1) сцинтиллятор — относятся приборы "Кристалл", СТ-42, 2) ионизационная камера — относятся приборы "ПМР", "Кактус". Принцип действия ионизационной камеры был рассмотрен выше.

Радиометрами называют приборы, предназначенные для измерения потоков ионизирующего излучения. Переносный радиометр, имеющий в качестве датчика газоразрядный счетчик, состоит из газоразрядного счетчика 1 (см. рис. 13), формирующего каскада 2, усредняющего контура 3, лампового вольтметра 4 с микроамперметром 5, сухих батарей 6 для питания газоразрядного счетчика и источника питания 7.

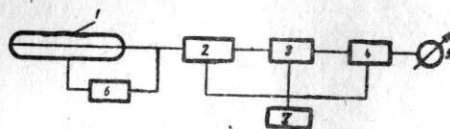


Рис. 13

По принципу устройства газоразрядный счетчик не отличается от ионизационной камеры; он также является конденсатором, к которому приложена разность потенциалов. Существенное отличие газоразрядного счетчика от ионизационной камеры состоит в значении напряженности электрического поля между электродами. На рис. 14 изображена вольт-амперная характеристика газоразрядного счетчика.

К радиометрам относится прибор "Тисс", предназначенный для измерения  $\alpha$ ,  $\beta$  - загрязнения поверхностей предметов, рук, одежды.



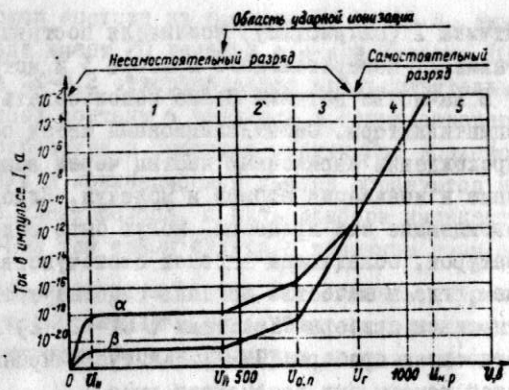


Рис. 14.

## Л и т е р а т у р а

1. Дж.Хайн и Г.Браунелл "Радиационная дозиметрия".
2. К.К.Аглинцев и др. "Прикладная дозиметрия".
3. В.Ф.Козлов "Фотографическая дозиметрия ионизирующих излучений".
4. "Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений".
5. "Инструкция по работе с р/а веществами и другими источниками ионизирующих излучений в научных учреждениях АН СССР.
6. А.Н.Голубев. Дозиметрия и защита ионизирующих излучений.
7. К.К.Аглинцев. Дозиметрия ионизирующих излучений.