

Цена 22 коп.

У.Я. МАРГУЛИС

# РАДИАЦИЯ И ЗАЩИТА



Март  
445264  
В99971-141

У. Я. МАРГУЛИС

# РАДИАЦИЯ И ЗАЩИТА

ИЗДАНИЕ 2-Е ДОПОЛНЕННОЕ



АТОМИЗДАТ  
МОСКВА 1969

В. В. МАРЧУК

ЗАЩИТА ОТ ДЕЙСТВИЯ ПРОНИКАЮЩЕЙ РАДИАЦИИ

ИЗДАНИЕ 2-е, переработанное

1-12-5  
121—69

ТАТНИКОТА

С. П. АННОНИ

## ПРЕДИСЛОВИЕ КО ВТОРОМУ ИЗДАНИЮ

Прошло восемь лет с момента выхода в свет первого издания книги «Защита от действия проникающей радиации» (Госатомиздат, 1961). За это время атомная энергия нашла еще более широкое применение практически во всех областях науки и техники. Широкое развитие получила атомная энергетика. Эти обстоятельства были приняты во внимание при переиздании настоящей книги, цель которой — ознакомить широкие круги читателей с современными представлениями о действии радиации на живой организм, допустимых уровнях облучения и мероприятиях по обеспечению радиационной безопасности при работе с радиоактивными веществами и источниками проникающих излучений. В частности, гл. 1 дополнена материалом, касающимся деления атомных ядер, принципа действия ядерного реактора и ядерноэнергетической установки.

Практически заново написаны гл. 3 и 4, где представлен новый материал о биологическом действии излучения. В соответствии с последними рекомендациями Международной комиссии по радиологической защите приведены принципы, на основании которых устанавливаются допустимые уровни облучения.

В гл. 4 излагаются те изменения, которые внесены в предельно допустимые уровни и предельно допустимые концентрации в соответствии с рекомендациями Постоянной комиссии по мирному использованию атомной энергии Совета Экономической Взаимопомощи.

Гл. 5 дополнена описанием некоторых новых дозиметрических приборов, которые нашли сейчас практическое приме-

нение. Некоторые изменения, касающиеся главным образом системы обеспечения радиационной безопасности, внесены и в гл. 6.

Учитывая, что по сравнению с первым изданием книга подверглась существенной переработке, мы сочли целесообразным дать ей новое название «Радиация и защита», которое больше соответствует ее содержанию.

Книга рассчитана на читателей, знакомых с физикой в объеме средней школы и работающих с ионизирующим излучением.

## ВВЕДЕНИЕ

Подобно тому как предыдущее столетие было веком пара и электричества, двадцатое столетие стало веком атомной энергии. Уже в наши дни нет, пожалуй, ни одной отрасли науки и техники, где бы в той или иной мере не использовалась энергия, освобождаемая при ядерных превращениях. Радиоактивные изотопы успешно используются в медицине для лечения злокачественных новообразований, базедовой болезни и других серьезных недугов, а также для диагностики ряда заболеваний и исследований функционального состояния организма. В промышленности при помощи радиоактивных изотопов ведется контроль качества изделий, контроль технологических процессов, определение структуры сплавов, проверка методов разделения веществ и т. д.

Радиоактивные изотопы начинают все более широко использоваться для борьбы с вредителями сельского хозяйства, для дезинсекции зерна, выведения новых сортов семян, ускорения протекания химических реакций, получения новых полимерных соединений, исследования каталитических процессов, холодной стерилизации перевязочных материалов и лекарственных препаратов, в геологической разведке и других областях народного хозяйства.

Используя радиоактивные изотопы в качестве так называемых меченых атомов, удалось изучить новые закономерности и сделать важные открытия в биологии, химии, металлургии и даже археологии.

Советские люди гордятся тем, что гений наших ученых впервые в мире заставил энергию, таившуюся в глубинах атома, вращать турбины атомной электростанции и винты атомного ледокола «Ленин».

Атомная энергия начинает использоваться на искусственных спутниках Земли в качестве бортовых источников энергии.

Естественно, что при таком широком использовании атомной энергии с каждым годом растет число людей, которые могут

подвергнуться воздействию проникающей радиации. Поэтому точно так же, как и при массовом использовании любого другого вида энергии (тепловой, механической или электрической), большое значение приобретают правильная организация труда и осуществление защитных и профилактических мероприятий.

Известно, что воздействие на человека большого количества тепловой, механической или электрической энергии нарушает нормальную жизнедеятельность организма, а иногда приводит и к смертельному исходу; точно так же и проникающие излучения в определенных дозах оказывают вредное воздействие на организм человека.

Наши органы чувств очень восприимчивы к изменению степени светового, механического или теплового воздействия, что помогает человеку ориентироваться в обстановке и принимать соответствующие меры предосторожности. В то же время органы чувств не приспособлены к восприятию проникающей радиации, поэтому без специальных приборов мы не можем судить о наличии радиации и ее уровне, а следовательно, и о грозящей опасности.

Поэтому развитие ядерной энергетики стимулирует развитие такой отрасли знаний, как радиационная безопасность, которая занимается вопросами регистрации проникающих излучений, определением допустимых уровней облучения, разработкой методов коллективной и индивидуальной защиты от воздействия проникающих излучений и вопросами организации труда в условиях воздействия излучения.

Для того чтобы исключить вредное воздействие проникающих излучений, необходима особая дисциплина и организация работ с радиоактивными изотопами. В то же время не следует переоценивать опасность, к чему склонны некоторые люди, считая, что при любых условиях труда человек не огражден от вредного воздействия излучения.

В настоящей книге сделана попытка рассказать о характере воздействия проникающей радиации и мерах защиты, которые позволяют сделать работу с радиоактивными веществами столь же безопасной, как и любую другую. В целях полноты и единства изложения представляется целесообразным также кратко осветить вопросы строения атома и характера взаимодействия излучения с веществом.

## ГЛАВА 1.

### СВОЙСТВА ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ

#### СТРОЕНИЕ АТОМА

Открытый Д. И. Менделеевым периодический закон изменения химических свойств элементов с увеличением их атомного веса логически заставляет признать, что атомы имеют сложное строение, так как трудно представить себе существование закономерности изменения их свойств, исходя из утверждения об их неделимости.

Открытие Анри Беккерелем невидимого излучения, испускаемого ураном и его соединениями, а также классические работы Марии Склодовской-Кюри и Пьера Кюри, установившие природу этих невидимых лучей, положили конец представлению о неделимости атома и явились началом проникновения человека в тайны строения атома.

Опыты Резерфорда и его учеников неопровержимо доказали, что атом, многие века считавшийся мельчайшей и неделимой частицей мироздания, имеет сложное строение. Он состоит из положительно заряженного ядра, где сосредоточено 99,95% массы атома, и вращающихся вокруг него электронов (рис. 1). Поперечные размеры ядра примерно в десятки тысяч раз меньше поперечного размера атома.

Дальнейшие исследования показали, что ядро атома также имеет сложное строение и состоит из протонов (ядер водорода) и нейтронов\*.

\* Гипотеза о протонно-нейтронном строении ядра впервые была высказана в 1932 г. советскими физиками Е. Г. Гапоном и Д. Д. Иваненко.



Рис. 1. Схема строения атома.

Протон обладает единицей положительного заряда\*, а атомный вес его примерно равен единице\*\*. Нейтрон является нейтральной частицей, масса которого примерно равна массе протона.

Число протонов в ядре равно порядковому номеру элемента в таблице Менделеева, а число нейтронов — разности между массовым числом и порядковым номером. Массовым числом называется целое число, ближайшее к атомному весу изотопа данного химического элемента. Массовое число равно общему числу частиц (протонов и нейтронов), входящих в состав ядра. Например, атомные веса калия и урана равны соответственно 39,1 и 238,03, следовательно, их массовые числа равны 39 и 238.

Число протонов, входящих в состав ядра, определяет его заряд; следовательно, заряд ядра равен порядковому номеру элемента. Поскольку атом в обычном состоянии нейтрален, то число электронов, вращающихся вокруг ядра, также равно порядковому номеру элемента в таблице Менделеева.

Электроны располагаются вокруг ядра на оболочках, причем на каждой оболочке находится вполне определенное число электронов. Например, на ближайшей к ядру оболочке (*K*-оболочке) может находиться не более двух электронов; на следующей (*L*-оболочке) — восемь электронов; на третьей (*M*-оболочке) — 18 электронов и т. д.

На рис. 2 схематически изображено расположение электронов вокруг ядра атомов водорода, гелия и лития. Один электрон атома водорода обращается вокруг ядра на *K*-оболочке. Два электрона атома гелия располагаются на *K*-оболочке, причем каждый из них вращается по своей орбите, соответствующим образом ориентированной в пространстве. Обе орбиты находятся на одинаковом расстоянии от ядра. В состав атома лития входят уже три электрона: два из них располагаются на *K*-оболочке, а третий вращается по соответствующей орбите на *L*-оболочке. С увеличением атомного номера продолжается заполнение *L*-оболочки, которое заканчивается у неона. У следующего элемента — натрия — начинается формирование *M*-оболочки и т. д.

\* За единицу заряда в атомной физике принята абсолютная величина заряда электрона, равная  $4,8 \cdot 10^{-10}$  электростатических единиц заряда.

\*\* Атомный вес — число, показывающее, во сколько раз масса данной ядерной частицы или атома больше массы  $1/12$  части массы атома углерода (или атомной единицы массы). Атомная единица массы равна  $1,66 \cdot 10^{-24}$  г. Атомный вес протона равен 1,00813, а нейтрона — 1,00898. Масса электрона примерно в 1840 раз меньше массы протона.

При всех химических реакциях происходит перестройка только электронных оболочек, причем внешних, где электроны наиболее слабо связаны с ядрами; ядро не принимает участия в химических реакциях. Следовательно, сходными химическими свойствами обладают те химические элементы, у которых на внешних оболочках находится одинаковое число электронов. Таким образом, периодическое изменение химических свойств элементов с увеличением их атомного веса обусловлено периодическим построением электронных оболочек.

Рассмотрим три атома, ядра которых состоят из одинакового числа протонов, например 92, а число нейтронов соответственно равно 146, 143 и 142. Таким образом, массовые числа этих трех атомов различны и равны 238, 235 и 234. Химические же свойства этих трех атомов одинаковы, так как они определяются порядковым номером, т. е. числом протонов, входящих в состав ядра, или соответственно числом электронов на орбитах. Элементы, обладающие одинаковыми химическими свойствами, но разными массовыми числами (или соответственно разными атомными весами), называются изотопами. Указанные три атома являются изотопами урана, порядковый номер которого 92. Изотопы найдены у большинства химических элементов, например олово имеет десять изотопов, хлор — два изотопа, ртуть — семь и т. д. Большое значение для атомной энергетики, особенно для осуществления термоядерных реакций, имеют изотопы водорода: с массовым числом 2 — дейтерий, в состав ядра которого входит один протон и один нейтрон, и с массовым числом 3 — тритий, ядро которого состоит из одного протона и двух нейтронов.

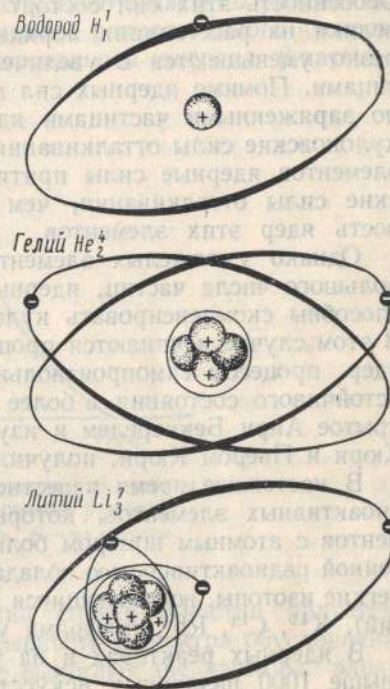


Рис. 2. Схематическое построение электронных оболочек атомов водорода, гелия и лития.

## РАДИОАКТИВНОСТЬ

Между частицами, входящими в состав ядра, т. е. между протонами и протонами, нейтронами и нейтронами, протонами и нейтронами действуют ядерные силы притяжения. Особенность этих сил состоит в том, что они чрезвычайно велики на расстояниях порядка размера ядра ( $10^{-13}$  см) и резко уменьшаются с увеличением расстояния между частицами. Помимо ядерных сил притяжения между одноименно заряженными частицами ядра — протонами — действуют кулоновские силы отталкивания. У большинства химических элементов ядерные силы притяжения превосходят кулоновские силы отталкивания, чем и обуславливается устойчивость ядер этих элементов.

Однако у тяжелых элементов, ядра которых состоят из большого числа частиц, ядерные силы притяжения уже не способны компенсировать кулоновские силы отталкивания. В этом случае начинаются процессы внутренней перестройки ядер, процессы самопроизвольного перехода ядер из менее устойчивого состояния в более устойчивое. Это явление, открытое Анри Беккерелем и изученное Марией Склодовской-Кюри и Пьером Кюри, получило название радиоактивности.

В настоящее время известно свыше 40 естественно радиоактивных элементов, которые являются изотопами элементов с атомным номером больше 82. Помимо этого естественной радиоактивностью обладают и некоторые другие более легкие изотопы, встречающиеся в природе, например  $\text{H}^3$  (три-ий),  $\text{K}^{40}$ ,  $\text{C}^{14}$ ,  $\text{Rb}^{87}$  (цифрами указано массовое число).

В ядерных реакторах и на ускорителях сейчас получено свыше 1000 различных искусственно радиоактивных изотопов, многие из которых широко применяются в различных областях науки и техники, медицине и сельском хозяйстве.

В процессе радиоактивного распада ядра атомов испускают либо  $\alpha$ -частицу, либо  $\beta$ -частицу, причем, как правило, все ядра данного радиоактивного изотопа испускают частицы одного рода.

Альфа-частицы — поток ядер гелия — состоят из двух протонов и двух нейтронов. Таким образом,  $\alpha$ -частица обладает двумя единицами положительного заряда, а ее атомный вес равен 4. Все ядра данного радиоактивного изотопа испускают  $\alpha$ -частицы вполне определенной энергии.\* Энергия  $\alpha$ -частиц, испускаемых известными в настоящее время радиоактив-

\* Мы не будем учитывать небольшую долю короткоживущих и длиннопробежных  $\alpha$ -частиц.

ными изотопами, лежит примерно в пределах 3—9 Мэв.\*

Бета-частицы — поток электронов или позитронов\*\*. В первом случае говорят об электронном  $\beta^-$ -распаде, во втором — о позитронном  $\beta^+$ -распаде.

При  $\beta$ -распаде в отличие от  $\alpha$ -распада различные ядра данного радиоактивного изотопа испускают  $\beta$ -частицы различных энергий. В то же время для данного радиоактивного изотопа характерна определенная максимальная энергия  $\beta$ -частиц.

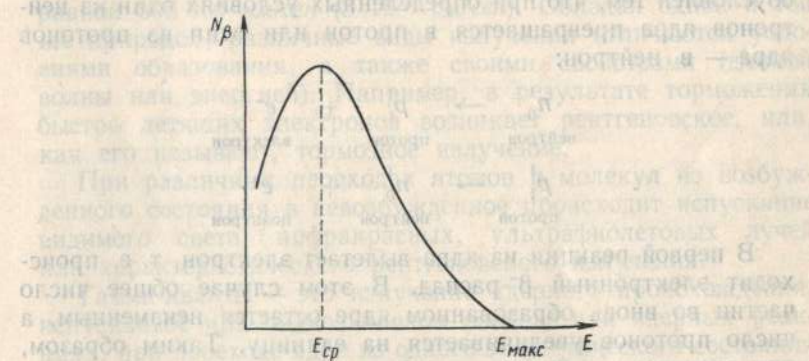


Рис. 3. Распределение  $\beta$ -частиц по энергиям в простом  $\beta$ -спектре:  
 $N_\beta$  — число  $\beta$ -частиц;  $E$  — их энергия.

Таким образом, энергетический спектр  $\beta$ -частиц является непрерывным (рис. 3). Непрерывность  $\beta$ -спектра обусловлена тем, что при  $\beta$ -распаде из ядер вылетают две частицы: электрон (или позитрон) и нейтрино\*\*\*, между которыми поразному распределяется избыточная энергия ядра данного радиоактивного изотопа. Максимальная энергия  $\beta$ -спектра у известных в настоящее время радиоактивных изотопов лежит в пределах от нескольких десятков килоэлектронвольт до 3—3,5 Мэв.

\* Электронвольт (эв) — единица энергии, используемая в атомной физике, она равна кинетической энергии, которую приобретает электрон, проходя разность потенциалов в 1 в;  $1 \text{ эв} = 1,6 \cdot 10^{-12} \text{ эрг}$ ;  $1 \text{ кэв}$  (килоэлектронвольт)  $= 10^3 \text{ эв} = 1,6 \cdot 10^{-9} \text{ эрг}$ ;  $1 \text{ Мэв}$  (мегаэлектронвольт)  $= 10^6 \text{ эв} = 1,6 \cdot 10^{-6} \text{ эрг}$ .

\*\* Позитрон — частица, обладающая такой же массой, как и электрон, и единицей положительного заряда.

\*\*\* Нейтрино — нейтральная частица с очень маленькой массой (масса покоя ее равна нулю), обладающая большой проникающей способностью.

Посмотрим, что происходит с ядром в процессе радиоактивного распада. При вылете  $\alpha$ -частицы в ядре становится на два протона и два нейтрона меньше. Таким образом, при  $\alpha$ -распаде образуется новый элемент, порядковый номер которого меньше на две единицы, а массовое число — на четыре единицы. Например, при  $\alpha$ -распаде радия  $\text{Ra}_{88}^{226}$  получается новый элемент — радон  $\text{Rn}_{86}^{222}$  \*.

Вылет из ядра электронов или позитронов при  $\beta$ -распаде обусловлен тем, что при определенных условиях один из нейтронов ядра превращается в протон или один из протонов ядра — в нейтрон:



В первой реакции из ядра вылетает электрон, т. е. происходит электронный  $\beta^-$ -распад. В этом случае общее число частиц во вновь образованном ядре остается неизменным, а число протонов увеличивается на единицу. Таким образом, при электронном  $\beta^-$ -распаде образуется новое ядро с тем же массовым числом и на единицу большим порядковым номером.

Например, естественно радиоактивный изотоп  $\text{Bi}_{83}^{209}$  в процессе  $\beta^-$ -распада превращается в изотоп с порядковым номером 84 и тем же массовым числом, т. е. в  $\text{Po}_{84}^{209}$ .

При позитронном  $\beta^+$ -распаде происходит превращение протона в нейтрон и вылет позитрона. Следовательно, вновь образованное ядро будет иметь порядковый номер, на единицу меньший, и то же массовое число.

В некоторых случаях радиоактивные превращения происходят без вылета из ядра частиц — за счет захвата радиоактивным ядром электрона с электронной оболочки атома. В результате один из протонов ядра превращается в нейтрон. Такой процесс называется  $K$ -захватом, так как происходит захват электрона с  $K$ -оболочки. Очевидно, что при  $K$ -захвате вновь образованное ядро, так же как и при позитронном  $\beta^+$ -распаде, будет иметь порядковый номер, на единицу больший, и то же массовое число.

В некоторых случаях дочернее ядро, образующееся в результате радиоактивного распада, может оказаться в возбуж-

\* Цифра внизу у символа элемента обозначает порядковый номер, а сверху — массовое число.

денном состоянии. Переход ядра из возбужденного состояния в невозбужденное сопровождается испусканием  $\gamma$ -излучения. Энергия  $\gamma$ -квантов, испускаемых в процессе радиоактивного распада, лежит в пределах от нескольких десятков килоэлектронвольт до 3—4 Мэв.

Гамма-кванты, как и радиоволны, видимый свет, ультрафиолетовые и инфракрасные лучи, а также рентгеновское излучение, являются потоком электромагнитных волн, которые распространяются в вакууме с постоянной скоростью, равной 300 000 км/сек ( $3 \cdot 10^{10}$  см/сек). Обладая одной и той же природой, различные виды излучения отличаются условиями образования, а также своими свойствами (длиной волны или энергией). Например, в результате торможения быстро летящих электронов возникает рентгеновское, или, как его называют, тормозное излучение.

При различных переходах атомов и молекул из возбужденного состояния в невозбужденное происходит испускание видимого света, инфракрасных, ультрафиолетовых лучей или характеристического рентгеновского излучения.

Гамма-кванты — это излучение ядерного происхождения, испускаемое при радиоактивном распаде или ядерных реакциях, при переходе ядра из одного энергетического состояния в другое. Согласно современным представлениям, излучение есть одна из форм существования материи. В процессе взаимодействия с веществом излучение проявляет как волновые, так и корпускулярные свойства. Таким образом, излучение можно характеризовать определенной длиной волны или рассматривать как поток незаряженных частиц — фотонов или квантов, которые обладают определенной массой и энергией. Энергия фотона

$$E = h\nu, \quad (1)$$

где  $h = 6,623 \cdot 10^{-27}$  эрг·сек — квант действия или постоянная Планка, а  $\nu$  — частота излучения. Известно, что

$$\nu = \frac{c}{\lambda}. \quad (2)$$

Здесь  $\lambda$  — длина волны излучения, а  $c = 3 \cdot 10^{10}$  см/сек — скорость распространения излучения в вакууме.

### ЗАКОНЫ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА

Особенность явления радиоактивности состоит в том, что не все ядра данного радиоактивного элемента распадаются одновременно, а в каждую единицу времени распадается

определенная доля ядер. Доля распадающихся ядер различна для разных радиоактивных элементов. Например, из общего числа атомов радия ежесекундно распадается  $1,38 \times 10^{-11}$  часть, а из общего количества ядер радона  $2,1 \cdot 10^{-6}$  часть. Доля атомов, распадающихся в единицу времени, называется постоянной распада  $\lambda$ . Постоянная распада измеряется в единицах  $\text{сек}^{-1}$ ,  $\text{день}^{-1}$ ,  $\text{год}^{-1}$  и т. д.

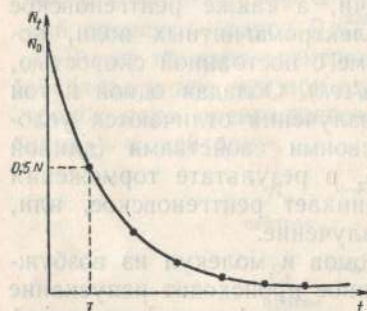


Рис. 4. Изменение числа радиоактивных атомов  $N_t$  со временем  $t$ .

Показано, что с течением времени число радиоактивных атомов уменьшается по закону

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (3)$$

где  $N_t$  — число оставшихся радиоактивных атомов по прошествии времени  $t$ ;  $N_0$  — число атомов радиоактивного элемента в некоторый начальный момент времени;  $e$  — число, бесконечная дробь, основание натуральных логарифмов ( $e = 2,718$ );  $\lambda$  — постоянная распада. На рис. 4 приведена кривая, называемая экспонентой и иллюстрирующая характер уменьшения числа радиоактивных атомов, описанный формулой (3). Мы видим, что по прошествии некоторого времени  $T$  число радиоактивных атомов уменьшается вдвое. Время, в течение которого число радиоактивных атомов уменьшается вдвое, называется периодом полураспада  $T$ . Между периодом полураспада и постоянной распада существует следующая зависимость:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T} = \frac{0,693}{T}; \quad (4)$$

после подстановки в выражение (3) получаем

$$N_t = N_0 e^{-\frac{0,693}{T} t}. \quad (5)$$

У различных радиоактивных изотопов период полураспада варьирует в очень широких пределах: от миллиардов лет до миллионных долей секунды. Например, период полураспада урана  $U_{92}^{238}$  равен 4,5 млрд. лет, радия  $Ra_{88}^{226}$  — 1622 года, радона  $Rn_{86}^{222}$  — 3,8 дня и т. д.

При каждом акте радиоактивного распада выделяется примерно в миллион раз больше энергии, чем при такой бур-

ной химической реакции, как горение (при соединении атома углерода с атомами кислорода). Однако практически использовать огромную энергию радиоактивного распада представляется сложной задачей, поскольку в каждую единицу времени распадается только определенная доля атомов данного количества вещества, т. е. процесс происходит медленно и никакими способами ускорить его невозможно. В отличие от радиоактивного распада при реакции горения практически все атомы данного количества вещества за короткий промежуток времени вступают в реакцию.

### ЕДИНИЦЫ АКТИВНОСТИ

При работах с радиоактивными веществами существенным параметром является не их весовое количество, а число испускаемых частиц, или пропорциональная величина — число распадающихся ядер. Поэтому для количественной характеристики радиоактивных веществ введено понятие «активность». Активность радиоактивного изотопа определяется числом атомов, распадающихся в единицу времени.

Единицей активности является *кюри*, которое соответствует  $3,7 \cdot 10^{10}$  *расп/сек*. Производные единицы — *милликюри* (*мкюри*) и *микрокюри* (*мккюри*):

$$1 \text{ мкюри} = 10^{-3} \text{ кюри} = 3,7 \cdot 10^7 \text{ расп/сек};$$

$$1 \text{ мккюри} = 10^{-6} \text{ кюри} = 3,7 \cdot 10^4 \text{ расп/сек}.$$

Следует отметить, что в 1 г радия, очищенного от продуктов распада, распадается около  $3,7 \cdot 10^{10}$  атомов в 1 *сек*. Таким образом, активность 1 г чистого радия близка к 1 *кюри*. Поэтому иногда активность радия выражают в граммах, так как в данном единственном случае единица массы вещества обладает единицей активности.

Поскольку с течением времени количество радиоактивных атомов уменьшается, снижается и активность. Очевидно, что это уменьшение происходит по закону, аналогичному (3), т. е.

$$C_t = C_0 e^{-\lambda t} = C_0 e^{-\frac{0,693}{T} t}.$$

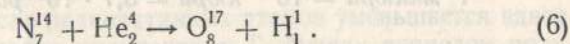
Здесь  $C_t$  — активность по прошествии времени  $t$ ;  $C_0$  — активность вещества в некоторый начальный момент;  $\lambda$  и  $T$  — соответственно постоянная распада и период полураспада.

## ЯДЕРНЫЕ РЕАКЦИИ И ИСКУССТВЕННАЯ РАДИОАКТИВНОСТЬ

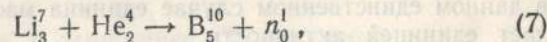
Открытие явления радиоактивности развеяло миф о неделимости атома и неопровержимо показало возможность превращения одного элемента в другой.

Естественно, что ученые не могли только довольствоваться наблюдением за теми ядерными превращениями, которые предоставила им природа. Их мысль была направлена на то, чтобы найти способы, позволяющие проникнуть в ядро атома и произвести его перестройку. Это сулило не только осуществление извечной мечты алхимиков о превращении одного элемента в другой, но и приводило к освобождению больших количеств энергии.

Первым, кто сумел проникнуть в тайны атома, был великий физик нашего времени Эрнест Резерфорд. В качестве снарядов для бомбардировки ядер он использовал  $\alpha$ -частицы, испускаемые естественно радиоактивными элементами, которые, обладая огромной скоростью (порядка 20 000 км/сек), имели определенную вероятность проникнуть в ядро, преодолев кулоновские силы отталкивания между одноименно заряженными  $\alpha$ -частицей и ядром. Предположение ученого блестяще подтвердилось. Резерфорд обнаружил, что при бомбардировке  $\alpha$ -частицами (ядра гелия  $\text{He}_2^4$ ) ядер азота  $\text{N}_7^{13}$  происходит вылет протона (ядро водорода  $\text{H}_1^1$ ) и образуется ядро кислорода  $\text{O}_8^{16}$ :



При бомбардировке других элементов  $\alpha$ -частицами также происходит образование новых элементов. Так, из ядер лития образуются ядра бора

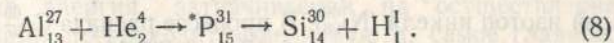


из алюминия — кремний и т. д.

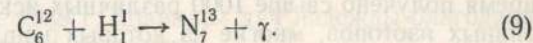
Механизм протекания ядерной реакции можно описать следующим образом. Частица, влетая в ядро, передает свою энергию всем протонам и нейтронам ядра. Образуется так называемое составное ядро, в котором непрерывно происходит обмен энергией между частицами ядра. Если в какой-либо момент на одной или нескольких частицах составного ядра (протоне, нейтроне) сосредоточится энергия, достаточная для преодоления сил связи в ядре, то из ядра вылетит одна или несколько частиц (протон, нейтрон,  $\alpha$ -частица). В результате

образуется ядро с другим числом протонов и нейтронов, чем у исходного. Время жизни составного ядра ничтожно мало и составляет примерно  $10^{-13}$  сек.

Например, при попадании  $\alpha$ -частицы в ядро алюминия, которое состоит из 13 протонов и 14 нейтронов, образуется составное ядро с порядковым номером 15 и массовым числом 31, т. е. образуется изотоп фосфора. Составное ядро фосфора, испуская протон, превращается в ядро кремния с атомным номером 14 и массовым числом 30:



Может случиться, что ни на одной из частиц ядра не сконцентрируется энергия, достаточная для того, чтобы преодолеть энергию связи ядра. В этом случае избыток энергии, внесенной частицей в ядро, выделится в виде  $\gamma$ -кванта. Например,



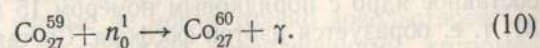
В настоящее время на современных ускорителях ядерные частицы (протоны, нейтроны, дейтроны,  $\alpha$ -частицы) могут разгоняться до огромных энергий. Это позволяет осуществлять большое число всевозможных ядерных реакций, в результате которых образуются не только изотопы известных химических элементов, но и новые неизвестные ранее химические элементы с атомными номерами более 92, так называемые трансурановые элементы.

При ядерных реакциях могут образовываться как устойчивые, так и неустойчивые изотопы химических элементов, т. е. искусственно радиоактивные изотопы.

Искусственно радиоактивные изотопы, как правило, претерпевают положительный  $\beta^+$ -или отрицательный  $\beta^-$ -распад. У некоторых искусственно радиоактивных изотопов  $\beta$ -распад сопровождается испусканием  $\gamma$ -квантов, если образовавшееся в результате распада ядро оказывается в возбужденном состоянии.

Искусственно радиоактивные изотопы могут быть получены при бомбардировке ядер стабильных изотопов  $\alpha$ -частицами, протонами, дейтронами, нейтронами. Наиболее эффективным методом получения искусственно радиоактивных изотопов является бомбардировка нейтронами, поскольку нейтрону, который не обладает зарядом, для проникновения в ядро нет необходимости обладать большой энергией, подобно  $\alpha$ -частице, протону или дейтрону. Нейтроны с очень малой энер-

гией, соответствующей тепловым колебаниям атомов и молекул, так называемые тепловые нейтроны (энергия 0,025 эв), легко проникают в атомные ядра, вызывая их перегруппировку с образованием искусственно радиоактивного изотопа того же элемента, например:



Образующийся изотоп  $\text{Co}_{27}^{60}$  является искусственно радиоактивным. Испуская  $\beta^-$ -частицу, он превращается в стабильный изотоп никеля ( $\text{Ni}_{28}^{60}$ ). В процессе распада  $\text{Co}_{27}^{60}$  испускаются два  $\gamma$ -кванта с энергией 1,17 и 1,33 Мэв.

Искусственная радиоактивность была открыта в 1934 г. известными французскими физиками Фредериком и Ирен Жолио-Кюри, за что они были удостоены Нобелевской премии.

Трудно переоценить значение этого открытия. В настоящее время получено свыше 1000 различных искусственно радиоактивных изотопов, многие из которых нашли широкое применение практически во всех областях науки, техники, биологии, медицины, сельском хозяйстве и т. д.

Ядерные реакции могут протекать как с выделением, так и с поглощением энергии. Количество энергии, испускаемое при каждой ядерной реакции, в сотни тысяч раз превосходит энергию, выделяемую при горении. Однако на пути практического использования ядерной энергии возникли, как казалось вначале, непреодолимые трудности. Сущность их состояла в следующем: химические реакции, идущие с выделением энергии, являются самоподдерживающимися. Это значит, что для инициирования химической реакции достаточно подвести небольшое количество энергии; в этом случае некоторое количество атомов (например, при реакции горения — атомы углерода и кислорода) вступают в реакции и выделяемая энергия стимулирует дальнейшее протекание реакции. В результате количество атомов, вступающих в реакцию лавинообразно, нарастает, т. е. начинается цепная реакция, при которой количество выделяемой энергии значительно превосходит энергию, затраченную на инициирование данной реакции.

Совершенно другая картина наблюдается при ядерных реакциях. Действительно, при проникновении  $\alpha$ -частицы в ядро алюминия происходит ядерная реакция, в результате которой образуется ядро кремния и выделяется энергия, равная 2,4 Мэв, т. е. примерно в семьсот тысяч раз больше, чем при реакции горения (соединении атома углерода с ато-

мом кислорода). Однако выделившаяся при этом энергия не может стимулировать развитие реакции, как это имеет место, например, при горении. Для того чтобы образовалось новое ядро кремния и выделилось определенное количество энергии, требуется новая  $\alpha$ -частица, способная проникнуть в другое ядро алюминия. Между тем, для проникновения ее в ядро, которое в 10 000 раз меньше размеров атома, необходима не одна, а сотни тысяч  $\alpha$ -частиц или протонов, которые нужно еще разогнать до больших энергий, чтобы они смогли преодолеть кулоновские силы отталкивания при приближении к ядру. В результате энергия, затрачиваемая на осуществление ядерной реакции, превосходит выделяемую и, самое главное, не возникает самоподдерживающаяся цепная ядерная реакция.

До конца сороковых годов нашего века, несмотря на усилия ученых всех стран, человечество было так же далеко от практического использования атомной энергии, как и в год осуществления Резерфордом первой ядерной реакции.

Однако в начале 1939 г. появился луч надежды благодаря новому замечательному открытию.

## ДЕЛЕНИЕ ЯДЕР

После открытия нейтрона в 1932 г., а затем искусственной радиоактивности в 1934 г. ученые увлеклись «современной алхимией», т. е. созданием новых радиоактивных элементов под воздействием нейтронов.

Молодой еще в то время Ферми, стремясь получить новый неизвестный миру 93-й элемент, попытался облучить нейтронами уран — 92-й элемент таблицы Менделеева. Однако в результате захвата нейтронов ядрами урана образовался не один искусственно радиоактивный элемент, а по крайней мере целый десяток.

Природа задала человеку новую задачу. С этого момента, можно считать, начался новый этап в развитии ядерной физики — возможность использования энергии, таившейся в недрах атома, стала реальностью.

Объяснение новой загадке дали Фредерик Жолио-Кюри и Лиза Мейтнер. Они показали, что в процессе облучения урана нейтронами происходит новый тип ядерной реакции — деление ядра урана на две примерно равные части (осколки). Энергия, выделяемая при этой реакции, составляет около 200 Мэв, т. е. в десятки раз больше, чем при обычных известных в то время ядерных реакциях.

Теория деления урана была разработана одновременно и независимо друг от друга советским ученым Френкелем и датским ученым Бором.

Особенность реакции деления урана состоит в том, что при каждом акте деления, помимо двух осколков, образуются два-три нейтрона, которые могут вызвать деление других ядер. При каждом из этих процессов освобождаются новые нейтроны, которые в свою очередь вызывают деление последующих ядер (рис. 5). Таким образом, один нейтрон может

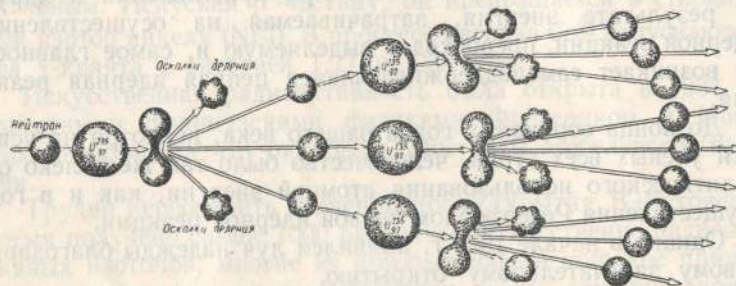


Рис. 5. Цепная реакция деления урана.

положить начало целой цепочке делений, при этом количество ядер, подвергшихся делению, лавинообразно нарастает, т. е. реакция деления урана развивается как цепная реакция. Например, одной миллионной секунды достаточно для того, чтобы разделить все ядра, содержащиеся в 1 кг урана (примерно  $3 \cdot 10^{24}$  ядер). Энергия, выделившаяся при этом, равна энергии, освобождаемой при взрыве 20 000 т тротила или при сжигании 7000 т каменного угля.

При делении ядер урана примерно 83% энергии преобразуется в кинетическую энергию осколков; 3% энергии связано с энергией  $\gamma$ -квантов, которые образуются мгновенно при делении, и 3% энергии уносится образующимися при делении нейтронами. Остальные 11% энергии выделяются постепенно в виде энергии  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов в процессе радиоактивного распада ядер изотопов (осколков), образующихся при делении.

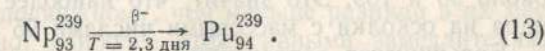
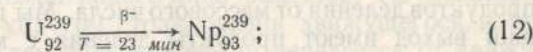
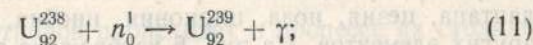
На пути практического использования цепной реакции деления урана важное значение имело открытие молодых в то время советских физиков Г. Н. Флёрова и К. А. Петряка, которые в 1940 г. показали, что существует новый вид радиоактивности—самопроизвольное (спонтанное) деление ядер изо-

топа  $U^{235}$  с периодом полураспада  $T = \sim 10^{17}$  лет. Таким образом, для использования цепной реакции деления не нужны сторонние нейтроны; они образуются в уране вследствие спонтанного деления.

Цепная реакция деления может осуществляться под действием как быстрых, так и медленных нейтронов только при бомбардировке ядер изотопа  $U^{235}$ . Его содержание в природном уране составляет всего 0,7%. Остальное — это изотоп  $U^{238}$ . Поэтому для осуществления на практике цепной реакции необходимо разделить эти изотопы, что является задачей хотя и разрешимой, но весьма сложной. Это связано с тем, что  $U^{238}$  может делиться только под действием нейтронов с энергией большей, чем обладают нейтроны, образующиеся при делении  $U^{235}$ . Таким образом, нейтроны, образующиеся при делении  $U^{235}$  с энергией порядка 1 Мэв, в основном рассеиваются ядрами  $U^{238}$ , которых значительно больше; энергия последних постепенно убывает до тех пор, пока они не достигнут энергий, соответствующих резонансной области  $U^{238}$  (примерно 1—10 эв). В этой области энергий резко возрастает вероятность захвата нейтронов ядрами  $U^{238}$  по сравнению с  $U^{235}$ . Начавшаяся в природном уране цепная реакция деления быстро затухает, поскольку нейтроны в основном захватываются ядрами  $U^{238}$ , не успев вызвать дальнейшего деления ядер  $U^{235}$ .

При захвате нейтронов ядрами  $U^{238}$  образуется изотоп  $U^{239}$ , который в процессе электронного  $\beta$ -распада превращается в новый 93-й элемент  $Np^{239}$ . Период полураспада  $U^{239}$  равен 23 мин.

Изотоп  $Np^{239}$  также является неустойчивым; в процессе  $\beta$ -распада (период полураспада 2,3 дня) он превращается в элемент с порядковым номером 94, названный плутонием:



Плутоний также обладает радиоактивностью: в процессе  $\alpha$ -распада он превращается в изотоп  $U_{92}^{235}$ . Период полураспада плутония равен 24 000 лет.

Плутоний интересен в том отношении, что в нем под действием нейтронов, так же как и в  $U^{235}$ , может происходить

цепная реакция деления. Таким образом, плутоний, наряду с  $U^{235}$ , является ядерным горючим, которое служит для получения ядерной энергии.

Ядра урана или плутония, захватив нейтроны, могут разделиться 30—40 различными способами. Массовые числа образующихся продуктов деления имеют значения от 72 до 158.

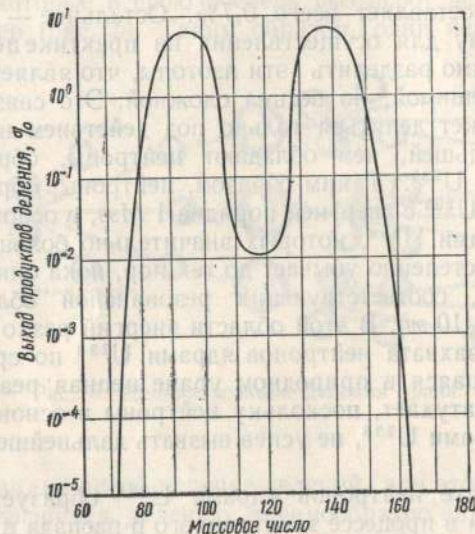


Рис. 6. Выход продуктов деления в зависимости от массового числа.

Например, при делении образуются изотопы стронция, бария, лантана, цезия, иода, циркония, ниобия, аргона, ксенона и других элементов. На рис. 6 изображена зависимость выхода продуктов деления от массового числа. Мы видим, что наибольший выход имеют продукты деления с массовыми числами около 95 и 139. Это значит, что наиболее вероятно деление ядра на осколки с массовыми числами 95 и 139.

Большинство образующихся продуктов деления являются нестабильными и в результате от одного, а иногда до трех последовательных  $\beta$ -распадов превращаются в стабильный изотоп. У некоторых продуктов деления этот распад сопровождается  $\gamma$ -излучением. Периоды полураспада различных продуктов деления изменяются в очень широких пределах: от долей секунды до многих тысяч лет.

В нашем кратком обзоре развития ядерной физики от первых опытов Резерфорда до наших дней мы не пытаемся воссоздать биографию атома. Поэтому не будем касаться ряда драматических событий, всплесков надежды и глубокого уныния, следовавших с момента открытия первой цепной реакции до овладения внутриядерной энергией. Отметим только, что гений человека преодолел барьеры, которые расставила ему природа на пути к тайнам атома. Сейчас атомная энергия уже служит человеку. Управляемая цепная реакция деления урана или плутония осуществляется в специальных установках, называемых ядерными реакторами.

Прежде чем перейти к описанию ядерного реактора, кратко расскажем о тех условиях, которые должны быть созданы для осуществления незатухающей цепной реакции деления. Для этого необходимо, чтобы коэффициент размножения нейтронов в делящемся веществе был не меньше 1. Коэффициент размножения нейтронов показывает, во сколько раз каждое последующее поколение нейтронов, образовавшееся при делении ядер  $U^{235}$ , больше предыдущего.

Хотя в естественном уране цепная реакция деления невозможна, однако если уран смешать с веществом, которое эффективно замедляет быстрые нейтроны, образующиеся при делении  $U^{235}$ , то резонансный захват нейтронов  $U^{238}$  будет сведен к минимуму. В этом случае часть нейтронов, замедленных до тепловых энергий, т. е. соответствующих кинетической энергии движения молекул ( $\sim 0,025$  эв), сможет разделить нужное для поддержания цепной реакции число ядер  $U^{235}$ , поскольку вероятность захвата ядер  $U^{235}$  (сечение деления) возрастает для тепловых нейтронов. Нейтроны, не успевшие замедлиться до тепловых энергий, будут захвачены ядрами  $U^{238}$ .

Замедление нейтронов происходит в процессе их столкновения с ядрами атомов какого-либо вещества. Из механики известно, что при упругом столкновении движущегося и неподвижного шаров тем больше энергии передается от движущегося шара к неподвижному, чем меньше разница в их массах. Следовательно, наиболее эффективными замедлителями нейтронов являются легкие вещества, масса ядер которых незначительно отличается от массы нейтрона. Кроме того, важно, чтобы сечение захвата нейтронов ядрами замедлителя было как можно меньше. Лучшими замедлителями нейтронов являются тяжелая вода, углерод (графит), бериллий или окись бериллия. Обычная вода обладает сравнительно большим се-

чением захвата тепловых нейтронов и может быть использована в качестве замедлителя в реакторах на обогащенном уране.

Таким образом, подобрав определенное количество естественного урана и замедлителя и соответствующим образом распределив их в пространстве, мы получим установку, называемую ядерным реактором. При этом естественный уран и замедлитель распределяются в пространстве таким образом, чтобы нейтроны, образованные при делении ядер  $U^{235}$ , не все поглощались ядрами  $U^{238}$ , а часть из них успела бы замедлиться до тепловых скоростей ( $\sim 0,025$  эв), минуя резонансные энергии (1—10 эв), и разделить следующие ядра  $U^{235}$ , дав начало новым нейтронам. В такой установке будет развиваться самоподдерживающаяся цепная реакция деления. Поскольку часть нейтронов захватывается ядрами  $U^{238}$ , то, согласно указанным выше реакциям (11)—(13), в реакторе происходит накопление  $Pu^{239}$ .

Та часть реактора, в которой находится ядерное топливо и где происходит управляемая цепная реакция деления, называется активной зоной реактора.

Управление цепной реакцией в реакторе осуществляется специальными стержнями из кадмия или бора, которые очень сильно поглощают нейтроны; меняя положение стержней в реакторе, можно замедлить или ускорить происходящую там ядерную реакцию.

В зависимости от распределения ядерного горючего и замедлителя в активной зоне реакторы делят на две большие группы: гомогенные и гетерогенные. Реактор, в котором горючее и замедлитель образуют однородную смесь в виде раствора, сплава, химического соединения или тонкой суспензии, называют гомогенным. Если ядерное горючее расположено в виде блоков, окруженных замедлителем, то такой реактор называют гетерогенным.

С момента пуска первого атомного реактора «Энрико Ферми» на теннисном корте бывшего футбольного стадиона в Чикаго прошло более 25 лет. За это время во многих странах мира разработано и построено большое число реакторов различных типов, отличающихся как своими размерами, так и мощностью (от долей ватта до сотен тысяч киловатт). Однако независимо от конструктивных особенностей принципиальная схема всех типов реакторов остается такой же, как у первого атомного «котла» (реактора), как его раньше называли.

В зависимости от своего назначения реакторы подразделяются на несколько типов. Исследовательские реакторы

предназначены для исследования новых методов конструирования реакторов и отработки тех или иных технологических схем. Реакторы, используемые для получения ядерного горючего, в частности  $Pu^{239}$ , называются производственными. Реакторы, предназначенные для получения энергии, носят название энергетических.

При работах ядерных реакторов образуются интенсивные потоки нейтронов и  $\gamma$ -квантов. Поэтому, чтобы исключить вредное воздействие излучения на обслуживающий персонал, реакторы окружают биологической защитой. Защитными материалами служат бетон и сталь, полиэтилен и вода или их комбинации в зависимости от конструктивных особенностей реактора. В качестве примера на рис. 7 дан схематический разрез энергетического реактора Аргоннской национальной лаборатории СР-3 на тепловых нейтронах: замедлитель — тяжелая вода. Мощность реактора 300 квт [1].

В процессе цепной реакции деления, происходящей в ядерном реакторе, выделяется большое количество энергии, поэтому необходимо производить охлаждение реактора. Если замедлителем в реакторе является тяжелая вода, то ее непрерывно перекачивают из реактора в теплообменник, где она отдает тепло обыкновенной воде. Охлаждение графитового реактора производится путем пропускания через него обычной воды или специальных жидкостей или газов.

Пока существует один путь использования атомной энергии, освобожденной при делении ядер в реакторе, — это превращение тепловой энергии в электрическую. Для этого охлаждающуюся жидкость или газы (называемые теплоносителями), обладающие высокой температурой при выходе из реактора, пропускают через теплообменник (или парогенератор), где теплоноситель, отдавая тепло обычной воде, превращает ее в пар с высокой температурой. Пар направляется к турбине, к которой подключен генератор переменного тока. Таким образом, ядерный реактор заменяет здесь топку котла (рис. 8).

Безусловно, такой способ практического использования ядерной энергии путем превращения ее вначале в тепловую, а затем в электрическую является не самым лучшим. Однако опыт работы атомных электростанций и судовых ядерноэнергетических установок доказал их неоспоримое преимущество перед тепловыми двигателями. Возможности ядерной энергетики, а также ее экономическая эффективность еще более возрастут, когда будет найден путь непосредственного превращения атомной энергии в электрическую. Есть основания полагать, что этот день уже не за горами.

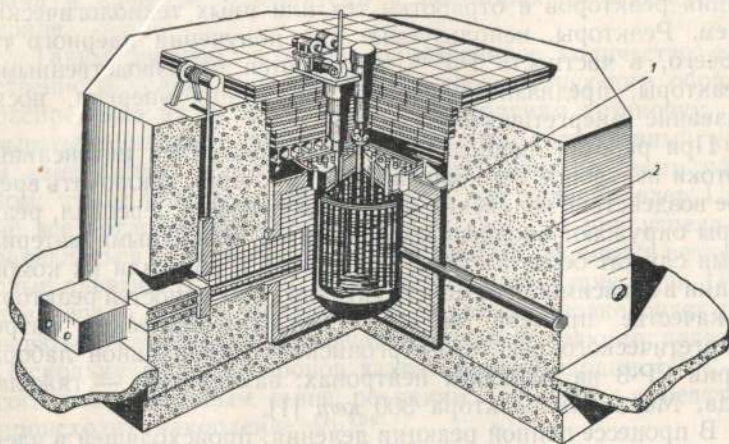


Рис. 7. Аргонский тяжеловодный реактор CP-3:  
1 — активная зона; 2 — бетонная защита реактора со стенами толщиной 2,6 м.

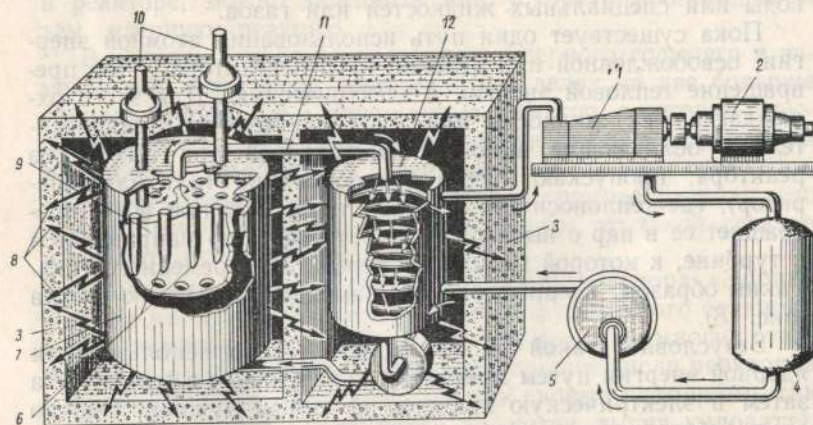


Рис. 8. Схема атомной электростанции:  
1 — турбина; 2 — генератор переменного тока; 3 — бетонная защита; 4 — конденсатор; 5 — циркуляционный насос; 6 — урановые стержни; 7 — реактор; 8 —  $\gamma$ -излучение; 9 — замедлитель; 10 — управляющие стержни; 11 — теплоносители; 12 — парогенератор.

Ядерный реактор является не только источником энергии, но и «фабрикой» изотопов. Действительно, в процессе деления ядер урана в реакторе накапливаются радиоактивные изотопы (продукты деления урана), многие из которых широко применяются в различных областях науки и техники. Кроме того, при помещении в реактор стабильных элементов под воздействием образующихся там мощных потоков нейтронов происходит превращение их в искусственно радиоактивные изотопы.

В настоящее время искусственно радиоактивные изотопы нашли широкое практическое применение. Они используются для контроля производственных процессов и просвечивания металлов; для диагностики некоторых заболеваний, изучения обмена веществ в организме и лечения злокачественных новообразований; для лучевой стерилизации бинтов, лекарственных препаратов и предпосевного облучения зерна и т. д.

На всех этапах использования атомной энергии, начиная с эксплуатации ядерного реактора, получения радиоактивных изотопов и кончая применением метода меченых атомов, человек подвергается воздействию радиоактивных излучений.

Чтобы правильно представить себе, что происходит в организме под воздействием излучения, рассмотрим кратко процессы взаимодействия излучения с веществом.

## ГЛАВА 2.

### ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Возникающие в процессе радиоактивного распада или при осуществлении ядерных реакций излучения, проходя через вещество, взаимодействуют с атомами и молекулами среды, передавая им свою энергию.

В зависимости от вида излучения процессы взаимодействия с веществом протекают по-разному. Поэтому представляется целесообразным рассмотреть отдельно взаимодействие с веществом заряженных частиц ( $\alpha$ -частицы,  $\beta$ -частицы), нейтронов и  $\gamma$ -квантов.

Здесь мы ограничимся рассмотрением излучений с энергиями до нескольких мегаэлектронвольт и не будем касаться взаимодействия с веществом излучений очень большой энергии, которые генерируются на современных ускорителях.

## ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ЗАРЯЖЕННЫХ ЧАСТИЦ С ВЕЩЕСТВОМ

Заряженные частицы, проходя через вещество, постепенно теряют свою энергию в результате взаимодействия как с электронами атомов, так и с электрическим полем ядра. В процессе взаимодействия с электронами атома кинетическая энергия заряженных частиц растрачивается на ионизацию и возбуждение атомов среды (ионизационные потери); в конечном счете кинетическая энергия, теряемая заряженными частицами, превращается в тепловую. Взаимодействуя с электрическим полем ядра, заряженная частица тормозится и меняет направление своего движения. В результате такого взаимодействия происходит испускание излучения, называемого тормозным. Уменьшение кинетической энергии заряженных частиц называют радиационными потерями.

В области малых и средних энергий электронов (до нескольких мегаэлектронвольт), а для  $\alpha$ -частиц и протонов (до энергий порядка нескольких десятков мегаэлектронвольт) основные потери энергии связаны с ионизацией и возбуждением атомов вещества. В процессе ионизации образуются две заряженные частицы: положительный ион (или атом), потерявший один или несколько электронов с внешних оболочек атома, и свободный электрон. В среднем энергия, затрачиваемая на образование одной пары ионов в газе, не зависит от энергии заряженных частиц в широкой области энергий.

Энергия, требуемая на образование одной пары ионов в воздухе, равна в среднем 35 эв для  $\alpha$ -частиц и 34 эв — для электронов. Однако эта величина не равна истинной работе ионизации атома, т. е. энергии, которая требуется для отрыва электрона от атома и примерно равна 15—17 эв. Энергия, идущая на образование одной пары ионов, представляет собой отношение энергии первичной частицы к среднему числу пар ионов, образованных одной частицей на всем пути. Таким образом, в указанную величину входят все виды энергетических потерь (главным образом на ионизацию и возбуждение), отнесенные к образованию одной пары ионов. На каждую пару образованных ионов приходится примерно два-три возбужденных атома.

Рассмотрим параллельный поток  $\alpha$ -частиц\*. По мере прохождения через вещество энергия  $\alpha$ -частиц постепенно расходуется на ионизацию. Этот процесс будет протекать до тех пор, пока энергия  $\alpha$ -частицы не уменьшится настолько, что

\* В параллельных потоках частицы движутся параллельно друг другу.

частица будет не способна производить ионизацию, после чего она присоединит к себе два электрона и превратится в атом гелия. Вследствие того, что масса  $\alpha$ -частицы примерно в 7000 раз меньше массы электрона, путь ее в веществе прямолинейный. Если учесть к тому же, что все  $\alpha$ -частицы, испускаемые данным радиоактивным изотопом, обладают, как правило, одной и той же энергией, то число  $\alpha$ -частиц в параллельном пучке, проходящем через единицу поверхности поглотителя, остается постоянным и резко падает до нуля в конце пробега (рис. 9). Пробегом называется минимальная толщина поглотителя, необходимая для полного поглощения ионизирующей частицы. Число пар ионов, образованных частицей на всем ее пути в веществе, называется полной ионизацией. Очевидно, что полная ионизация

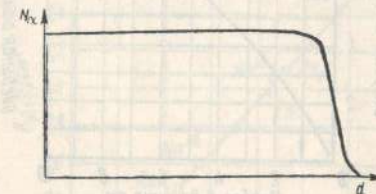


Рис. 9. Типичная кривая поглощения  $\alpha$ -частиц в веществе:

$N_\alpha$  — число  $\alpha$ -частиц, проходящих через 1 см<sup>2</sup> поверхности вещества в 1 сек;  
 $d$  — толщина поглотителя.

$$I_{\text{полн}} = \frac{E}{w} \text{ пар ионов.} \quad (14)$$

Здесь  $E$  — энергия частицы, а  $w$  — средняя энергия, затрачиваемая на образование одной пары ионов. Например, для  $\alpha$ -частицы с энергией 3,5 Мэв ( $3,5 \cdot 10^6$  эв) полная ионизация в воздухе равна

$$I_{\text{полн}} = \frac{3,5 \cdot 10^6 \text{ эв}}{35 \text{ эв}} = 10^5 \text{ пар ионов,}$$

где 35 эв — средняя энергия, затрачиваемая  $\alpha$ -частицей на образование одной пары ионов.

Чем больше энергия частицы, тем больше ее пробег и, следовательно, тем больше полная ионизация. Пробеги  $\alpha$ -частиц, испускаемых радиоактивными веществами, достигают 8—9 см в воздухе (рис. 10), а в мягкой биологической ткани — нескольких десятков микрон. В табл. 1 приведены значения пробегов  $\alpha$ -частиц в воздухе и мягких биологических тканях для наиболее важных радиоактивных изотопов.

Как следует из табл. 1, полная ионизация для  $\alpha$ -частиц составляет несколько сот тысяч пар ионов. Посмотрим, как изменяется удельная ионизация (линейная плотность ионизации), т. е. число образованных пар ионов на единице пути, по мере прохождения  $\alpha$ -частицы через вещество.

Очевидно, что чем меньше энергия и скорость частицы, тем больше вероятность ее взаимодействия с электронами атомов. Следовательно, по мере прохождения через вещество

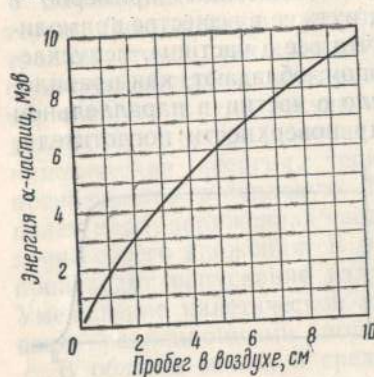


Рис. 10. Зависимость пробега  $\alpha$ -частиц в воздухе от их энергии  $E_\alpha$ .

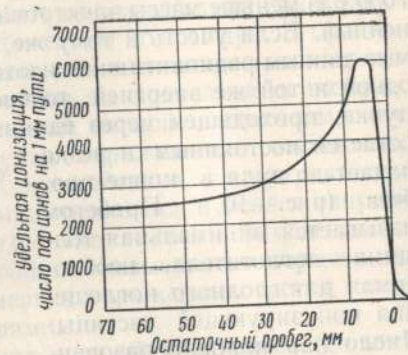


Рис. 11. Изменение удельной ионизации вдоль пробега  $\alpha$ -частицы.

удельная ионизация возрастает, достигая максимума в конце пробега. На рис. 11 приведена кривая, характеризующая изменение удельной ионизации вдоль пробега  $\alpha$ -частицы.

Таблица 1

Пробег  $\alpha$ -частиц в различных веществах

| Радиоактивный изотоп | Период полураспада      | Энергия $\alpha$ -частиц, МэВ | Пробег в воздухе, см | Пробег в мягких биологических тканях, мкм | Полная ионизация, $10^3$ пар ионов |
|----------------------|-------------------------|-------------------------------|----------------------|-------------------------------------------|------------------------------------|
| Po <sup>210</sup>    | 138 дней                | 5,3                           | 3,8                  | 45                                        | 1,52                               |
| Po <sup>212</sup>    | $3 \cdot 10^{-7}$ сек   | 8,8                           | 8,6                  | 105                                       | 2,5                                |
| Ra <sup>226</sup>    | 1622 года               | 4,8                           | 3,3                  | 40                                        | 1,37                               |
| Rn <sup>222</sup>    | 3,8 дня                 | 5,5                           | 4,0                  | 49                                        | 1,57                               |
| Th <sup>232</sup>    | $1,4 \cdot 10^{10}$ лет | 4,0                           | 2,5                  | 31                                        | 1,14                               |
| U <sup>238</sup>     | $4,5 \cdot 10^9$ »      | 4,2                           | 2,7                  | 34                                        | 1,2                                |
| Pu <sup>239</sup>    | $2,4 \cdot 10^4$ »      | 5,15                          | 3,7                  | 43                                        | 1,47                               |

Рассмотрим  $\alpha$ - и  $\beta$ -частицы одинаковой энергии. Поскольку масса  $\beta$ -частицы во много раз меньше, ее скорость больше, и поэтому вероятность взаимодействия с веществом значительно меньше, чем у  $\alpha$ -частицы. Кроме того, заряд  $\beta$ -частицы в два раза меньше, чем у  $\alpha$ -частицы, что также обуславливает меньшую вероятность взаимодействия. Следовательно, удель-

ная ионизация  $\beta$ -частиц меньше, чем у  $\alpha$ -частиц, т. е. на каждую единицу пути  $\beta$ -частица образует меньшее число пар ионов, теряя при этом меньшую долю энергии. Таким образом, пробег  $\beta$ -частицы в веществе больше, чем  $\alpha$ -частицы, обладающей той же энергией. Удельная ионизация, создаваемая  $\alpha$ -частицей в воздухе на 1 см пути, составляет в среднем несколько десятков тысяч пар ионов, а для  $\beta$ -частиц — всего 50 — 100 пар ионов.

На рис. 12 представлена кривая, характеризующая зависимость пробега  $\beta$ -частиц  $R_\beta$  от их энергии  $E_\beta$ . В табл. 2 приведены максимальные пробеги  $\beta$ -частиц в воздухе, алюминии и мягких биологических тканях.

Мы видим, что пробег в воздухе  $\beta$ -частиц с энергией 1,5 МэВ (Sr<sup>89</sup>) достигает 510 см, в то время как пробег  $\alpha$ -частиц с энергией 8,8 МэВ не превышает 9 см (см. табл. 1).

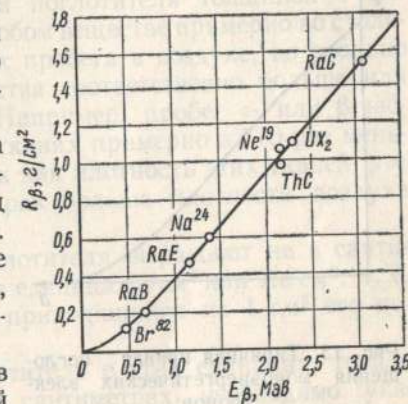


Рис. 12. Зависимость пробега  $\beta$ -частиц  $R_\beta$  для различных изотопов от энергии  $E_\beta$ .

Таблица 2

Пробег  $\beta$ -частиц в различных веществах

| Радиоактивный изотоп | Период полураспада | Максимальная энергия $\beta$ -частиц, МэВ | Максимальный пробег, см |                               |            |
|----------------------|--------------------|-------------------------------------------|-------------------------|-------------------------------|------------|
|                      |                    |                                           | в воздухе               | в мягких биологических тканях | в алюминии |
| C <sup>14</sup>      | 5730 лет           | 0,155                                     | 22                      | 0,02                          | 0,008      |
| Na <sup>24</sup>     | 15,4 ч             | 1,390                                     | 465                     | 0,72                          | 0,222      |
| P <sup>32</sup>      | 14,3 дня           | 1,704                                     | 610                     | 0,92                          | 0,285      |
| S <sup>35</sup>      | 87,1 »             | 0,167                                     | 28                      | 0,02                          | 0,01       |
| Ca <sup>45</sup>     | 165 дней           | 0,255                                     | 47                      | 0,06                          | 0,022      |
| Co <sup>60</sup>     | 5,26 года          | 0,310                                     | 62                      | 0,09                          | 0,029      |
| Br <sup>82</sup>     | 35,4 ч             | 0,465                                     | 116                     | 0,16                          | 0,056      |
| Sr <sup>89</sup>     | 50,36 дня          | 1,500                                     | 510                     | 0,80                          | 0,247      |
| W <sup>185</sup>     | 73,2 »             | 0,430                                     | 93                      | 0,15                          | 0,044      |
| Tl <sup>204</sup>    | 3,56 года          | 0,783                                     | 217                     | 0,35                          | 0,11       |

Поскольку  $\beta$ -частицы (электроны) примерно в 7000 раз легче, чем  $\alpha$ -частицы, для них большое значение имеет эффект рассеяния. В основном  $\beta$ -частицы рассеиваются ядрами и в

меньшей степени электронами. Вследствие значительного рассеяния путь  $\beta$ -частиц в веществе не является прямолинейным, и истинная длина пути электрона в веществе может в 1,5—4 раза превосходить его пробег. При уменьшении энергии электрона эффект рассеяния увеличивается. Претерпевая

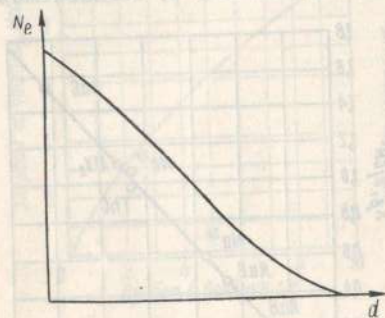


Рис. 13. Типичная кривая поглощения моноэнергетических электронов:

$N_e$  — число электронов, проходящих через  $1 \text{ см}^2$  поверхности вещества в 1 сек;  $d$  — толщина поглотителя.

многократное рассеяние, электроны могут отклоняться на значительные углы от первоначального направления и даже двигаться в обратном направлении (обратное рассеяние). Поэтому кривая поглощения даже моноэнергетических электронов (т. е. электронов, обладающих одной и той же энергией) сильно отличается от кривой поглощения  $\alpha$ -частиц. При прохождении электронами самых малых толщин поглотителя часть из них рассеивается, вследствие чего интенсивность пучка по сравнению с первоначальной уменьшается. В дальнейшем в результате рассеяния и потерь на ионизацию интенсивность пучка постепенно убывает до нуля (рис. 13).

Ввиду того что спектр  $\beta$ -частиц является непрерывным, кривая поглощения пучка  $\beta$ -частиц спадает быстрее, чем кривая поглощения моноэнергетических электронов. Это обусловлено тем, что  $\beta$ -частицы различной энергии полностью поглощаются разными слоями поглотителя. Типичная кривая поглощения параллельного пучка  $\beta$ -частиц приведена на рис. 14.

Пусть  $N_0$  — число  $\beta$ -частиц, проходящих через  $1 \text{ см}^2$  поверхности поглотителя в 1 сек, тогда число частиц, про-

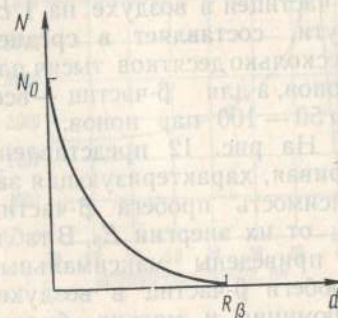


Рис. 14. Типичная кривая поглощения  $\beta$ -частиц в веществе:

$R_\beta$  — максимальный пробег;  $d$  — толщина поглотителя.

шедших через слой поглотителя  $d \text{ см}$ , приблизительно равно

$$N = N_0 e^{-\mu d}, \quad (15)$$

$\mu$  характеризует относительное уменьшение потока  $\beta$ -частиц после прохождения слоя поглотителя толщиной  $1 \text{ см}$ .

Пробег  $\alpha$ - или  $\beta$ -частиц в любом веществе примерно во столько раз меньше или больше их пробега в воздухе, во сколько раз плотность данного вещества соответственно больше или меньше плотности воздуха. Например, пробег  $\alpha$ - или  $\beta$ -частиц в мягких биологических тканях примерно в 770 раз меньше, чем пробег в воздухе, так как плотность этих тканей ( $\rho \approx 1 \text{ г/см}^3$ ) примерно в 770 раз больше плотности воздуха ( $0,001293 \text{ г/см}^3$ ).

Очень часто толщину поглотителя выражают не в сантиметрах или миллиметрах, а в единицах  $\text{г/см}^2$  или  $\text{мг/см}^2$ , т. е. указывают вес поглотителя, приходящийся на  $1 \text{ см}^2$  его поверхности.

Если известен слой поглотителя в этих единицах, то для определения его толщины в сантиметрах необходимо указанное значение разделить на плотность данного поглотителя. Так, пробег  $\beta$ -частицы равен  $0,54 \text{ г/см}^2$ , определим его пробег в сантиметрах в алюминии, плотность которого равна  $2,7 \text{ г/см}^3$ :

$$\frac{0,54 \text{ г/см}^2}{2,7 \text{ г/см}^3} = 0,2 \text{ см}.$$

Удобство измерять толщину поглотителя в указанных выше единицах состоит в том, что пробеги  $\alpha$ - или  $\beta$ -частиц данной энергии в различных материалах имеют примерно одно и то же значение (в единицах  $\text{г/см}^2$ ).

#### ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ НЕЙТРОНОВ С ВЕЩЕСТВОМ

Нейтроны, представляющие собой поток незаряженных частиц, при прохождении через вещество взаимодействуют только с ядрами атомов. Этот процесс аналогичен столкновению двух бильярдных шаров. Если бильярдный шар, движущийся с большой скоростью, столкнется с неподвижным шаром, он передаст ему часть своей энергии, а сам изменит направление движения. Из законов механики известно, что чем больше масса неподвижного шара, тем меньшая доля энергии будет передана ему при столкновении. Если массы сталкивающихся шаров равны, то при каждом столкновении дви-

жущийся шар будет терять в среднем половину своей энергии.

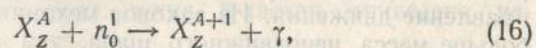
Аналогичным образом нейтроны, обладающие определенным запасом энергии, взаимодействуя с ядрами вещества, передают им часть своей энергии, а сами изменяют направление своего движения. Этот процесс называется упругим рассеянием. Ядра атомов, получившие в результате столкновения определенный запас кинетической энергии, — ядра отдачи — «выскакивают» из электронной оболочки и, проходя через вещество, производят ионизацию (поскольку они обладают зарядом). Чем меньше масса ядер вещества, через которое проходят нейтроны, тем большую долю энергии они теряют в процессе упругого рассеяния. При каждом акте рассеяния на ядрах водорода нейтрон теряет в среднем половину своей энергии, при рассеянии на ядрах углерода — примерно 14—17% своей энергии, а при рассеянии на ядрах аргона — не более 8—9%. Поэтому в качестве замедлителей нейтронов лучше всего использовать легкие вещества — углерод, парафин.

В процессе упругого рассеяния энергия нейтрона постепенно уменьшается и приближается к энергии теплового движения атомов и молекул среды, равной примерно 0,025—0,03 эв. Такие нейтроны называются тепловыми. Для того чтобы нейтрон с первоначальной энергией 1 Мэв стал тепловым, число столкновений с ядрами водорода должно быть равно

$$\frac{10^6 \text{ эв}}{0,025 \text{ эв}} = 2^n,$$

откуда  $4 \cdot 10^7 = 2^n$  и  $n = 25$ , т. е. потребуется 25 столкновений. Энергия нейтрона достигает 0,025 эв в углероде после 100 столкновений, а при взаимодействии с ядрами урана — после 2100 столкновений. Этот процесс завершается примерно через  $10^{-6}$  сек. Траектория нейтронов в веществе представляет собой ломаную линию с длиной звеньев 8—10 см. Если энергия нейтронов снижается примерно до 100 эв, длина звеньев составляет ~1 см.

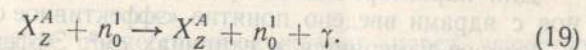
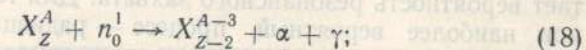
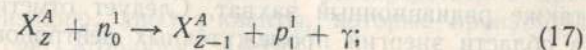
Тепловой нейтрон будет блуждать в веществе до тех пор, пока его не захватит одно из ядер атомов, в результате чего произойдет следующая ядерная реакция:



т. е. образуется изотоп исходного элемента, а избыток энергии ядра вследствие такой перестройки излучится в виде  $\gamma$ -

кванта. Этот тип взаимодействия называется радиационным захватом. В ядерных реакторах, где образуются мощные потоки тепловых нейтронов, ядерная реакция указанного типа используется для получения искусственно радиоактивных изотопов.

До захвата ядром тепловой нейтрон испытывает в среднем примерно 50 столкновений; время жизни теплового нейтрона составляет  $2 \cdot 10^{-4}$  сек. Не только тепловые, но и быстрые нейтроны могут быть захвачены ядрами атомов. Таким образом, из ядра вылетит  $\alpha$ -частица, протон или нейтрон и произойдет ядерная реакция. Избыток энергии ядра излучится в виде  $\gamma$ -кванта:



Согласно первым двум реакциям образуется ядро другого элемента; в результате третьей реакции мы вновь получим исходное ядро, а энергия испущенного нейтрона изменится. Поэтому реакцию последнего типа называют неупругим рассеянием. Процесс неупругого рассеяния имеет сравнительно большую вероятность для многих атомных ядер середины и конца периодической системы элементов. Вероятность захвата нейтронов ядрами с образованием изотопа исходного элемента обратно пропорциональна его скорости или обратно пропорциональна  $E^{1/2}$  ( $E$  — энергия нейтронов). Если в качестве иллюстрации сравним этот процесс со столкновением бильярдных шаров, то очевидно, что чем меньше кинетическая энергия (скорость) движущегося шара, тем больше вероятность того, что после соударения он остановится около неподвижного шара, т. е. как бы прилипнет к нему. Однако если энергия нейтрона близка к одному из энергетических уровней возбужденного ядра, то вероятность захвата нейтрона ядром резко возрастает. Этот процесс называется резонансным захватом. В результате его происходит ядерная реакция одного из указанных выше типов.

Вероятность различного типа взаимодействий нейтронов с ядрами зависит от их энергии, поэтому нейтроны условно разделены на три группы: быстрые нейтроны ( $500 \text{ кэв} < E < 10 \text{ Мэв}$ ); промежуточные нейтроны ( $0,5 \text{ эв} < E < 500 \text{ кэв}$ ); тепловые нейтроны ( $E = 0,025—0,03 \text{ эв}$ ).

Для быстрых нейтронов доминирующим процессом взаимодействия является упругое рассеяние, хотя возможны со значительно меньшей степенью вероятности и другие процессы взаимодействия (неупругое рассеяние, ядерная реакция, радиационный захват).

С увеличением энергии нейтронов с 10 Мэв возрастает вероятность неупругого рассеяния по сравнению с упругим и при  $E \geq 20$  Мэв роль неупругого рассеяния в процессе взаимодействия нейтронов с веществом становится больше, чем упругого.

Для промежуточных нейтронов наиболее характерным процессом взаимодействия является неупругое рассеяние, а также радиационный захват. Следует отметить, что именно в области энергий промежуточных нейтронов резко возрастает вероятность резонансного захвата. Для тепловых нейтронов наиболее вероятный процесс — радиационный захват.

Для характеристики вероятности взаимодействия нейтронов с ядрами введено понятие «эффективное сечение захвата»  $\sigma$ , которое измеряется в единицах  $\text{см}^2$ . Эффективное сечение упругого рассеяния равно  $1 \cdot 10^{-24} - 3 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$ , причем оно возрастает с увеличением атомного номера среды. Рассмотрим, как следует интерпретировать понятие «эффективное сечение». Предположим для упругого рассеяния  $\sigma = 3 \cdot 10^{-24} \text{ см}^2$ . Это значит, что если на площадке в  $1 \text{ см}^2$  расположить  $3 \cdot 10^{24}$  ядер, то каждый нейтрон, проходящий через эту площадку, испытывает процесс упругого рассеяния. Или если на площадке в  $1 \text{ см}^2$  расположить одно ядро, то для того, чтобы произошел один акт упругого рассеяния, через эту площадку должны пройти  $3 \cdot 10^{24}$  нейтронов. Эффективное сечение захвата тепловых нейтронов варьирует в широких пределах для различных элементов от  $\sim 10^{-24}$  до  $10^{-21} \text{ см}^2$ .

Рассмотрим узкий поток нейтронов, падающий перпендикулярно на слой вещества. Пусть число нейтронов, проходящих через  $1 \text{ см}^2$  поверхности вещества в 1 сек, будет  $N_0$ . После прохождения какого-то слоя вещества число нейтронов уменьшится в результате различных процессов взаимодействия. Для тонкого слоя вещества толщиной  $d$  закон ослабления потока нейтронов может быть записан следующим образом:

$$N_d = N_0 e^{-\sigma n d},$$

где  $N_d$  — поток нейтронов после прохождения слоя вещества толщиной  $d$ ;  $n$  — число ядер, содержащихся в  $1 \text{ см}^3$  вещества;  $\sigma$  — эффективное сечение взаимодействия нейтронов с ядрами. Эффективное сечение взаимодействия  $\sigma$  есть сумма всех

возможных видов взаимодействия (неупругого и упругого рассеяния, радиационного захвата и т.д.). Среднее расстояние, проходимое быстрым нейтроном в веществе между двумя столкновениями, называется средней длиной свободного пробега рассеяния  $\lambda_p$ . Средней длиной пробега по отношению к поглощению  $\lambda_n$  называется слой вещества, после прохождения которого поток нейтронов ослабляется в результате поглощения в  $e$  раз (т. е.  $e = 2,718$ ). При этом предполагается, что рассеяние отсутствует. Иногда эту величину называют длиной релаксации.

Подводя итоги, можно отметить, что при всех процессах взаимодействия нейтронов с веществом образуются либо заряженные частицы — ядра отдачи\*, непосредственно производящие ионизацию, либо  $\gamma$ -кванты, которые производят ионизацию за счет вторичных частиц.

### ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ $\gamma$ -ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Гамма-кванты в процессе прохождения через вещество взаимодействуют с электронами атомов, электрическим полем ядра, а также с протонами и нейтронами, входящими в состав ядра, в результате чего происходит ослабление интенсивности первичного пучка  $\gamma$ -излучения. Интенсивностью излучения называется энергия излучения, проходящая за 1 сек через  $1 \text{ см}^2$  поверхности, перпендикулярной к направлению распространения излучения. Интенсивность измеряется в единицах  $\text{эрг}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ ,  $\text{Мэв}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$  или соответственно  $\text{кэв}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ ,  $\text{эв}/(\text{см}^2 \cdot \text{сек})$ .

Если в состав потока излучения входят кванты одной и той же энергии, то такое излучение называется монохроматическим. В этом случае интенсивность равна

$$I = N h \nu, \quad (20)$$

где  $N$  — число фотонов, проходящих в 1 сек через площадку  $1 \text{ см}^2$ . Если в состав потока излучения входят кванты различных, но вполне определенных энергий  $h\nu_1$ ,  $h\nu_2$ ,  $h\nu_3$  и т. д., то спектр такого излучения называется линейчатым. Иначе говоря, линейчатый спектр представляет собой совокупность нескольких монохроматических спектральных линий. Интенсивность линейчатого спектра равна

$$I = N_1 h \nu_1 + N_2 h \nu_2 + N_3 h \nu_3 + \dots + N_n h \nu_n. \quad (21)$$

\* При осуществлении ядерных реакций также образуются заряженные частицы (протоны и  $\alpha$ -частицы).

где  $N_1, N_2, N_3, \dots, N_n$  — число фотонов, проходящих в 1 сек через 1 см<sup>2</sup> и обладающих энергиями  $h\nu_1, h\nu_2, h\nu_3, \dots, h\nu_n$ .

Гамма-кванты, испускаемые большинством радиоактивных изотопов, обладают линейчатым спектром и только некоторые из них, например Cs<sup>137</sup>, испускают в процессе распада монохроматическое излучение с энергией 0,663 Мэв. С достаточной степенью точности можно считать, что  $\gamma$ -излучение Co<sup>60</sup> является монохроматическим с энергией 1,25 Мэв.

При взаимодействии  $\gamma$ -излучения с электронами атомов ослабление интенсивности происходит в основном вследствие фотоэлектрического поглощения и некогерентного (комптоновского) рассеяния. Процесс образования пар обусловлен взаимодействием излучения с электрическим полем ядра. В результате взаимодействия с протонами и нейтронами ядра происходят ядерные реакции различного типа, называемые фотоядерными. Вероятность каждого из указанных процессов взаимодействия зависит от энергии  $\gamma$ -излучения и атомного номера поглощающей среды.

**Фотоэлектрическое поглощение.** Кванты излучения в процессе взаимодействия с электронами атомов могут передавать им свою энергию. В результате фотон исчезает, а его энергия расходуется на отрыв электрона от атома и на сообщение ему кинетической энергии. В этом процессе энергия фотона, как правило, передается электронам, наиболее близким к ядру, т. е. находящимся на *K*-оболочке. Вероятность процесса фотоэлектрического поглощения сильно зависит от атомного номера вещества  $Z$ . С увеличением атомного номера поглотителя вероятность фотоэлектрического поглощения возрастает примерно пропорционально  $Z^4$ . С увеличением энергии квантов вероятность процесса фотоэлектрического поглощения резко уменьшается.

**Некогерентное (комптоновское) рассеяние.** Этот процесс взаимодействия аналогичен столкновению двух бильярдных шаров, т. е. кванты излучения, взаимодействуя с электронами атомов, передают им часть своей энергии, а сами рассеиваются на некоторый угол. В отличие от процесса фотоэлектрического поглощения, когда квант взаимодействует преимущественно с электронами *K*-оболочки, при некогерентном рассеянии кванты взаимодействуют с внешними (валентными) электронами, энергия связи которых минимальна.

Ослабление интенсивности излучения в результате некогерентного рассеяния обусловлено тем, что фотоны, взаимодействуя с электронами среды, рассеиваются в различных направлениях и уходят за пределы первичного пучка, а также передают электронам часть своей энергии.

С увеличением энергии излучения вероятность процесса некогерентного рассеяния уменьшается, но более медленно, чем вероятность процесса фотоэлектрического поглощения. С увеличением атомного номера поглотителя вероятность процесса возрастает пропорционально  $Z$ , т. е. примерно пропорционально плотности поглотителя.

**Образование пар.** Кванты, проходя вблизи атомных ядер поглотителя, могут испытать еще один процесс взаимодействия с веществом, в результате которого образуются две частицы — электрон и позитрон, а квант исчезает, или, как говорят, «аннигилирует».

Образование пары может произойти только в том случае, если энергия кванта больше суммы энергии, взаимосвязанной с массой покоя электрона и позитрона. Как известно, массы покоя электрона и позитрона одинаковы и равны 0,511 Мэв. Таким образом, процесс образования пар имеет место для излучения, энергия которого больше 1,022 Мэв.

Вероятность процесса образования пар возрастает с увеличением энергии квантов пропорционально  $Z^2$  поглотителя.

Таким образом, при всех процессах взаимодействия  $\gamma$ -квантов с веществом часть энергии излучения преобразуется в кинетическую энергию электронов, которые, проходя через вещество, производят ионизацию. Удельный вес каждого из указанных процессов взаимодействия  $\gamma$ -излучения с веществом зависит от энергии  $\gamma$ -квантов и атомного номера поглотителя.

Процесс фотоэлектрического поглощения играет существенную роль для  $\gamma$ -квантов малых энергий и для веществ с большим атомным номером. В воздухе, воде и биологических тканях поглощение за счет фотоэффекта составляет 50% при энергии  $\gamma$ -излучения порядка 60 кэв. При энергии 120 кэв доля фотоэлектрического поглощения составляет всего 10%, и начиная с 200 кэв этим процессом можно пренебречь, так как в этих случаях основным процессом, который обуславливает ослабление интенсивности  $\gamma$ -излучения в веществах, является некогерентное рассеяние. Для веществ со средним атомным номером (железо, медь) доля фотоэлектрического поглощения становится незначительной при энергии больше 0,5 Мэв; для свинца фотоэлектрическое поглощение необходимо учитывать до энергий порядка 1,5—2,0 Мэв.

Процесс образования пар начинает играть некоторую роль для веществ с малым  $Z$  примерно с 10 Мэв, а для веществ с большим  $Z$  (свинец) — с 3,5 Мэв и выше.

Ввиду того что энергия  $\gamma$ -квантов, испускаемых большинством радиоактивных изотопов, не превышает 2 Мэв, для решения практических вопросов защиты наиболее существен-

ными процессами взаимодействия являются фотоэлектрическое поглощение и некогерентное рассеяние. Ослабление  $\gamma$ -излучения в веществе происходит тем сильнее, чем меньше энергия квантов и чем больше плотность и порядковый номер

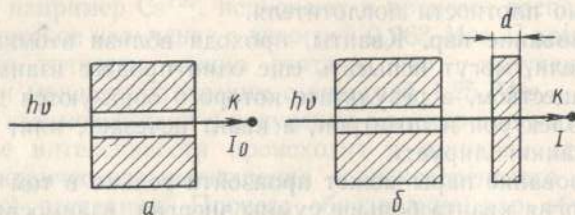


Рис. 15. Схема прохождения узкого пучка  $\gamma$ -излучения через вещество.

вещества. Если через  $I_0$  обозначить интенсивность излучения в точке  $K$  в отсутствие поглотителя (рис. 15, а), то интенсивность потока  $\gamma$ -излучения после прохождения слоя вещества толщиной  $d$  см (см. рис. 15, б) будет равна

$$I = I_0 e^{-\mu d}, \quad (22)$$

где  $\mu$  — линейный коэффициент ослабления, характеризующий относительное ослабление  $\gamma$ -излучения в слое вещества толщиной 1 см; единица измерения  $\text{см}^{-1}$ .

На рис. 16 приведена кривая, характеризующая ослабление интенсивности потока  $\gamma$ -излучения в зависимости от толщины поглотителя. Мы видим, что кривая не пересекается с осью абсцисс, а монотонно приближается к ней с увеличением толщины поглотителя. Это значит, что, какую бы ни была взята толщина слоя вещества, нельзя полностью поглотить поток  $\gamma$ -излучения, а можно только ослабить его интенсивность в любое заданное число раз. В этом существенное отличие характера ослабления  $\gamma$ -квантов от характера ослабления  $\alpha$ - и  $\beta$ -частиц, для которых всегда можно подобрать такой слой

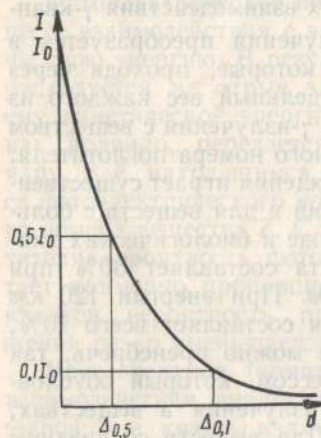


Рис. 16. Зависимость ослабления интенсивности  $\gamma$ -излучения  $I$  от толщины поглотителя  $d$ .

вещества, в котором происходит полное поглощение потока  $\alpha$ - или  $\beta$ -частиц.

Как следует из рис. 16, после прохождения слоя вещества толщиной  $\Delta_{0,5}$  интенсивность излучения уменьшается в два раза, т. е. составляет  $0,5I_0$ . Толщина поглотителя, после прохождения которого интенсивность потока  $\gamma$ -излучения ослабляется вдвое, называется слоем половинного ослабления  $\gamma$ -излучения. Между линейным коэффициентом ослабления и слоем половинного ослабления существует следующая взаимосвязь:

$$\Delta_{0,5} = \frac{0,693}{\mu}. \quad (23)$$

Зная слой половинного ослабления, можно довольно легко определить, какой нужно взять слой поглотителя, чтобы ослабить излучение в заданное число раз. Например, один слой половинного ослабления уменьшает интенсивность излучения в 2 раза, два слоя — в 4 раза, три слоя — в 8 раз, четыре слоя — в 16 раз,  $n$  слоев — в  $2^n$  раз. Таким образом, чтобы ослабить интенсивность излучения, например, в 128 раз, надо взять столько слоев половинного ослабления  $n$ , чтобы

$$2^n = 128.$$

Иначе говоря, необходимо определить, сколько раз число 2 входит сомножителем в 128. Легко показать, что в нашем случае  $n = 7$ , т. е. семь слоев половинного ослабления уменьшают интенсивность излучения в 128 раз.

Приведенная выше формула (22) характеризует закон ослабления узкого пучка  $\gamma$ -излучения. В этом случае условия эксперимента таковы, что детектор излучения, расположенный за поглотителем, не регистрирует рассеянных квантов. Геометрию узкого пучка можно создать только в лабораторных условиях путем специального диафрагмирования пучка излучения. На практике обычно между детектором излучения и поглотителем нет специальных диафрагм. Тогда рассеянные фотоны попадают в регистрирующий прибор (рис. 17). В этом случае говорят, что выполняется геометрия широкого пучка.

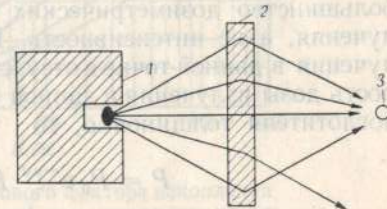


Рис. 17. Схема геометрии широкого пучка  $\gamma$ -излучения: 1 — источник излучения; 2 — поглотитель; 3 — детектор.

Очевидно, при одной и той же толщине поглотителя в условиях широкого пучка будет происходить меньшее ослабление интенсивности излучения. Закон ослабления излучения в условиях широкого пучка записывается следующим образом:

$$I = I_0 e^{-\mu d} B(h\nu, \mu d, Z), \quad (24)$$

где  $B(h\nu, \mu d, Z)$  — фактор накопления, учитывающий изменение интенсивности потока  $\gamma$ -квантов за счет рассеянного излучения. Фактор накопления зависит от энергии излучения, толщины и атомного номера поглотителя.

В геометрии широкого пучка фотоны, проходя через вещество, испытывают один или несколько актов рассеяния и попадают в регистрирующий прибор под различными углами. Очевидно, в этом случае довольно трудно говорить об интенсивности излучения. Из определения следует, что интенсивность — это энергия излучения, проходящая за 1 сек через  $1 \text{ см}^2$  поверхности, расположенной перпендикулярно к направлению распространения излучения. Следовательно, чтобы определить интенсивность рассеянного излучения в некоторой точке пространства, надо знать угловое распределение рассеянных фотонов, которое зависит не только от энергии излучения и толщины поглотителя, но и от конфигурации поглотителя и детектора излучения и их взаимного расположения в пространстве. Поэтому при изучении законов ослабления широкого пучка излучения следует пользоваться понятием дозы (см. гл. 3), а не интенсивности, тем более что большинство дозиметрических приборов измеряют дозу излучения, а не интенсивность. Если  $P_0$  — мощность дозы излучения в данной точке в отсутствие поглотителя, а  $P$  — мощность дозы излучения в данной точке после прохождения слоя поглотителя толщиной  $d$ , то

$$P = P_0 e^{-\mu d} B_D(h\nu, \mu d, Z), \quad (25)$$

где  $B_D(h\nu, \mu d, Z)$  — дозовый фактор накопления, учитывающий вклад рассеянного излучения в значение дозы после прохождения  $\gamma$ -излучения через поглотитель в условиях широкого пучка.

На рис. 18 и табл. 3 в качестве примера даны значения дозового фактора накопления в воде и свинце для  $\gamma$ -квантов различных энергий [3—5].

С достаточной степенью точности фактор накопления можно представить в следующем виде:

$$B_D(h\nu, \mu d, Z) = A_1 e^{-\alpha_1 \mu d} + A_2 e^{-\alpha_2 \mu d}, \quad (26)$$

где  $A_1, A_2 = 1 - A_1$ ,  $\alpha_1, \alpha_2$  — постоянные, зависящие от энергии излучения и атомного номера поглотителя [3—5].

Подставив аналитическое выражение фактора накопления в формулу (25), получим уравнение для определения мощ-

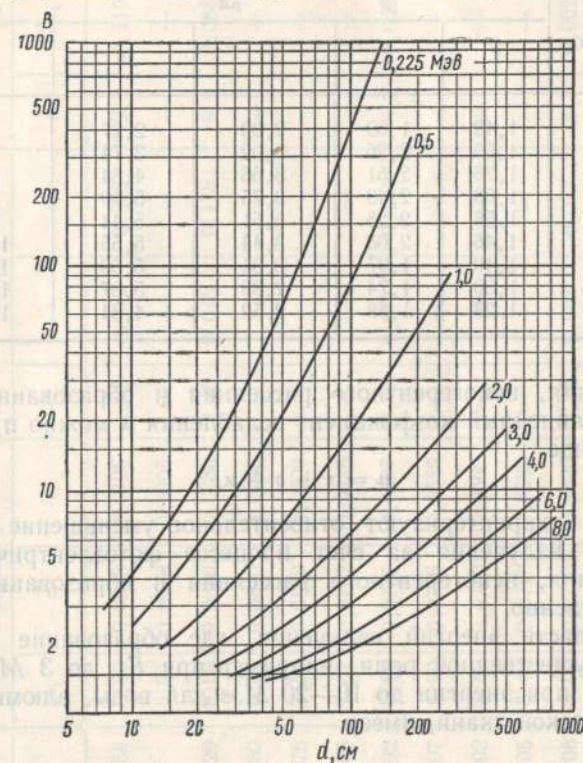


Рис. 18. Зависимость дозового фактора накопления  $B$  от толщины слоя воды  $d$  для широкого пучка  $\gamma$ -излучения различных энергий.

ности дозы  $\gamma$ -излучения после прохождения через поглотитель толщиной  $d$  с учетом рассеянного излучения

$$P = P_0 [A_1 e^{-\alpha_1 (1+\mu) d} + A_2 e^{-\alpha_2 (1+\mu) d}]. \quad (27)$$

Значения коэффициентов  $A_1, \alpha_1$  и  $\alpha_2$  в аналитическом выражении факторов накопления приведены в табл. 4 [3, 5, 6].

Как указывалось выше, ослабление интенсивности излучения обусловлено в основном процессом фотоэлектрического

Таблица 3

Дозовые факторы накопления в свинце для различных  $\mu d$   
( $\mu$  — линейный коэффициент ослабления,  $\text{см}^{-1}$ ;  $d$  — толщина поглотителя)

| Энергия излучения<br>$h\nu$ , Мэв | $\mu d$ |      |      |      |       |
|-----------------------------------|---------|------|------|------|-------|
|                                   | 2       | 4    | 7    | 10   | 15    |
| 0,5                               | 1,42    | 1,69 | 2,00 | 2,27 | 2,65  |
| 1,0                               | 1,69    | 2,26 | 3,02 | 3,74 | 4,81  |
| 2,0                               | 1,76    | 2,51 | 3,66 | 4,84 | 6,86  |
| 3,0                               | 1,68    | 2,43 | 3,75 | 5,30 | 8,44  |
| 4,0                               | 1,56    | 2,25 | 3,61 | 5,44 | 9,80  |
| 5,11                              | 1,46    | 2,08 | 3,44 | 5,55 | 11,74 |
| 6,0                               | 1,40    | 1,97 | 3,34 | 5,69 | 13,80 |
| 8,0                               | 1,30    | 1,74 | 2,89 | 5,07 | 14,05 |
| 10,0                              | 1,23    | 1,58 | 2,52 | 4,34 | 12,54 |

поглощения, некогерентного рассеяния и образования пар, поэтому линейный коэффициент ослабления  $\mu$  можно представить в виде

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa, \quad (28)$$

где  $\tau$ ,  $\sigma$ ,  $\kappa$  характеризуют относительное уменьшение интенсивности излучения за счет процесса фотоэлектрического поглощения, некогерентного рассеяния и образования пар соответственно.

В области энергий излучения, где образование пар не играет существенной роли, например при  $E_\gamma$  до 3 Мэв для свинца и при энергии до 10—20 Мэв для воды, алюминия и биологической ткани, имеем

$$\mu = \sigma + \tau. \quad (29)$$

Для легких элементов (вода, алюминий, биологическая ткань) начиная с 200 кэв процессом фотоэлектрического поглощения можно пренебречь:

$$\mu = \sigma, \quad (30)$$

т. е. ослабление излучения происходит только за счет некогерентного рассеяния.

На рис. 19 приведены кривые, характеризующие изменение  $\mu$ ,  $\sigma$ ,  $\kappa$  и  $\tau$  для свинца в зависимости от энергии излучения. С увеличением энергии излучения коэффициент ослабления  $\mu$  вначале уменьшается, проходит через пологий минимум при энергии, равной примерно 3—4 Мэв, а затем

Таблица 4  
Значение коэффициентов в аналитическом выражении дозовых факторов накопления

| $h\nu$ ,<br>Мэв | Вода  |             |            | Железо |             |            | Свинец |             |            | Бетон |             |            |
|-----------------|-------|-------------|------------|--------|-------------|------------|--------|-------------|------------|-------|-------------|------------|
|                 | $A_1$ | $-\alpha_1$ | $\alpha_2$ | $A_1$  | $-\alpha_1$ | $\alpha_2$ | $A_1$  | $-\alpha_1$ | $\alpha_2$ | $A_1$ | $-\alpha_1$ | $\alpha_2$ |
| 0,50            | 24,0  | 0,1380      | -0,088     | 10,00  | 0,0945      | 0,0125     | 1,65   | 0,032       | 0,296      | 12,3  | 0,110       | 0,010      |
| 0,75            | 16,25 | 0,1150      | —          | 9,25   | 0,0918      | 0,0205     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 1,00            | 11,00 | 0,1040      | +0,029     | 8,60   | 0,0880      | 0,0280     | 2,45   | 0,045       | 0,178      | 9,9   | 0,088       | 0,030      |
| 1,25            | 8,88  | 0,0950      | 0,060      | 8,05   | 0,0840      | 0,0345     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 1,50            | 7,8   | 0,0875      | 0,075      | 7,55   | 0,0800      | 0,0400     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 1,75            | 7,0   | 0,0815      | 0,085      | 7,07   | 0,0762      | 0,0445     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 2,00            | 6,25  | 0,0755      | 0,092      | 6,62   | 0,0737      | 0,0487     | 2,60   | 0,071       | 0,103      | 6,3   | 0,069       | 0,058      |
| 2,25            | 6,0   | 0,0712      | 0,097      | 6,20   | 0,0725      | 0,0525     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 2,50            | 5,72  | 0,0670      | 0,102      | 5,80   | 0,0719      | 0,0562     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 2,75            | 5,43  | 0,0640      | 0,105      | 5,40   | 0,0719      | 0,0595     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 3,00            | 5,20  | 0,0620      | 0,108      | 5,00   | 0,0720      | 0,0620     | 2,15   | 0,097       | 0,077      | 4,7   | 0,062       | 0,074      |
| 3,25            | 5,00  | 0,0600      | 0,111      | 4,68   | 0,0725      | 0,0642     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |
| 3,50            | 4,80  | 0,0580      | 0,1125     | 4,43   | 0,0727      | 0,0657     | —      | —           | —          | —     | —           | —          |

| $E_\gamma$ ,<br>Мэв | Вода  |        |        | Железо |        |        | Свинец |        |       | Бетон |        |       |
|---------------------|-------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|-------|-------|--------|-------|
|                     | $A_1$ | $-a_1$ | $a_2$  | $A_1$  | $-a_1$ | $a_2$  | $A_1$  | $-a_1$ | $a_2$ | $A_1$ | $-a_1$ | $a_2$ |
|                     |       |        |        |        |        |        |        |        |       |       |        |       |
| 3,75                | 4,62  | 0,0570 | 0,115  | 4,20   | 0,0735 | 0,0665 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 4,00                | 4,25  | 0,0555 | 0,117  | 4,00   | 0,0740 | 0,0670 | 1,65   | 0,123  | 0,064 | 3,9   | 0,059  | 0,079 |
| 4,25                | —     | 0,0545 | 0,118  | 3,85   | 0,0745 | 0,0670 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 4,50                | 4,20  | 0,0535 | 0,119  | 3,68   | 0,0755 | 0,0668 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 4,75                | 4,10  | 0,0525 | 0,120  | 3,58   | 0,0762 | 0,0663 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 5,00                | 3,95  | 0,0518 | 0,121  | 3,45   | 0,0768 | 0,0652 | 1,20   | 0,152  | 0,059 | 3,4   | 0,058  | 0,080 |
| 5,25                | 3,80  | 0,0511 | 0,122  | 3,35   | 0,0778 | 0,0644 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 5,50                | 3,70  | 0,0502 | 0,123  | 3,25   | 0,0787 | 0,0632 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 5,75                | 3,61  | 0,0500 | 0,1237 | 3,18   | 0,0795 | 0,0615 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 6,00                | 3,52  | 0,0495 | 0,1241 | 3,10   | 0,0805 | 0,0592 | 0,96   | 0,175  | 0,059 | —     | —      | —     |
| 6,50                | 3,40  | 0,0481 | 0,1250 | 2,90   | 0,0820 | 0,0533 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 7,00                | 3,25  | 0,0471 | 0,1265 | 2,80   | 0,0838 | 0,0475 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 7,50                | 3,15  | 0,0460 | 0,1270 | 2,65   | 0,0856 | 0,0411 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 8,00                | 3,00  | 0,0450 | 0,1280 | 2,50   | 0,0875 | 0,0350 | 0,67   | 0,204  | 0,067 | —     | —      | —     |
| 9,00                | 2,80  | 0,0430 | 0,1290 | 2,25   | 0,0912 | 0,0225 | —      | —      | —     | —     | —      | —     |
| 10,00               | 2,70  | 0,0418 | 0,1300 | 2,00   | 0,0950 | 0,0100 | 0,50   | 0,214  | 0,080 | —     | —      | —     |

постепенно возрастает в области энергий, где процесс образования пар начинает играть существенную роль. Поскольку  $\mu$  пропорционально примерно квадрату атомного номера поглотителя, возрастание коэффициента ослабления у легких элементов (с малым  $Z$ ) начинается при значительно больших энергиях.

Для воды и алюминия некоторое возрастание  $\mu$  начинается при энергиях порядка 30—40 Мэв.

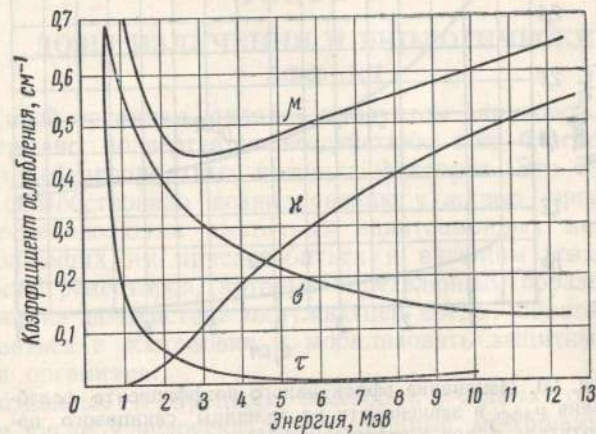


Рис. 19. Зависимость  $\mu$ ,  $\tau$ ,  $\sigma$  и  $\kappa$  для свинца от энергии  $\gamma$ -излучения.

Для монохроматического излучения коэффициент ослабления зависит только от энергии излучения, атомного номера и плотности поглотителя и не зависит от его толщины.

Если же спектр излучения немонахроматический, т. е. в его состав входят кванты различных энергий, то такое излучение можно рассматривать как монохроматическое с некоторой эффективной энергией  $E_{\text{эфф}}$  и эффективным коэффициентом ослабления  $\mu_{\text{эфф}}$ . Законы ослабления описываются теми же формулами, что и монохроматическое излучение, но в отличие от  $\mu$  эффективный коэффициент ослабления  $\mu_{\text{эфф}}$  зависит не только от энергии излучения и рода поглотителя, но и от его толщины. Это обусловлено тем, что по мере прохождения через поглотитель различные компоненты спектра немонахроматического излучения поглощаются по-разному. Следовательно, с изменением толщины поглотителя изменяется спектральный состав излучения. Поскольку фотоны малых энергий ослабляются сильнее, то с увеличением толщины

поглотителя в спектре возрастает доля фотонов больших энергий, а именно жесткость излучения увеличивается, а  $\mu_{\text{эфф}}$  соответственно уменьшается. На рис. 20 показан характер изменения эффективного коэффициента ослабления  $\mu_{\text{эфф}}$  для  $\gamma$ -излучения радиоактивных изотопов  $\text{Ir}^{192}$  и радия в зависимости от толщины свинцового поглотителя [3].

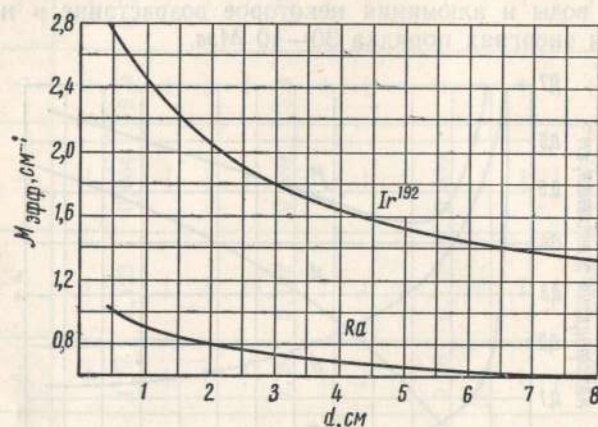


Рис. 20. Изменение эффективного коэффициента ослабления  $\mu_{\text{эфф}}$  в зависимости от толщины свинцового поглотителя  $d$  для  $\gamma$ -излучения  $\text{Ir}^{192}$  и препарата радия, находящегося в равновесии со своими продуктами распада.

Значения коэффициентов ослабления для  $\gamma$ -излучения различных энергий и различных поглотителей приведены во многих книгах и справочниках [3—9]. Ввиду того что в некоторых книгах значение коэффициентов ослабления излучения довольно часто дано только для свинца, приведем приближенные формулы, позволяющие рассчитать  $\tau$ ,  $\sigma$ ,  $\kappa$ , а следовательно, и  $\mu$  для любого другого поглотителя, если известны значения этих коэффициентов для свинца:

$$\tau = \tau_{\text{Pb}} \cdot \frac{\rho^2}{11,34} \cdot \frac{207,2}{A} \left( \frac{Z}{82} \right)^4; \quad (31)$$

$$\sigma = \sigma_{\text{Pb}} \cdot \frac{\rho^2}{11,34} \cdot \frac{207,2}{A} \left( \frac{Z}{82} \right); \quad (32)$$

$$\kappa = \kappa_{\text{Pb}} \cdot \frac{\rho^2}{11,34} \cdot \frac{207,2}{A} \left( \frac{Z}{82} \right)^2. \quad (33)$$

Здесь  $\tau_{\text{Pb}}$ ,  $\sigma_{\text{Pb}}$ ,  $\kappa_{\text{Pb}}$  — коэффициенты фотоэлектрического поглощения, некогерентного рассеяния и образования пар для свинца;  $\rho$ ,  $A$ ,  $Z$  — соответственно плотность, атомный вес и порядковый номер элемента, для которого определяется коэффициент ослабления; числа 207,2 и 82 — значения  $A$  и  $Z$  для свинца соответственно.

### ГЛАВА 3.

#### ДОЗЫ ИЗЛУЧЕНИЯ И БИОЛОГИЧЕСКИЙ ЭФФЕКТ

Живой организм, являясь продуктом окружающей среды, непрерывно подвергается воздействию как благоприятных, так и неблагоприятных внешних факторов. Это обстоятельство способствовало возникновению у живых организмов в процессе эволюции различных адаптационных механизмов, позволяющих им приспособиться к внешним воздействиям, а также рецепторов, которые определенным образом реагировали на воздействие окружающей среды, помогали ориентироваться в обстановке и мобилизовать защитные способности организма.

Созданные в процессе эволюции у живых организмов, в том числе у человека, адаптационные механизмы обеспечивают им нормальную жизнедеятельность и взаимосвязь с внешней средой.

Однако в самой природе или в процессе производственной деятельности человека могут возникнуть ситуации, когда резко возрастает воздействие одного или нескольких неблагоприятных факторов, с которыми уже неспособны справиться защитные системы организма, что приводит к нарушению его нормальной жизнедеятельности или гибели.

Человек, проникая в тайны природы, научился определять и дифференцировать целый ряд вредных факторов по их характеру и степени воздействия на различные системы организма, а также разработал и продолжает разрабатывать комплексы защитных и профилактических мероприятий, либо исключающих, либо ослабляющих воздействия.

В некоторых случаях невозможно, а порой и экономически нецелесообразно полностью исключить тот или иной вредный фактор воздействия. Следовательно, при разработке защитных мероприятий важно знать тот минимальный уровень воздействия, который не принесет вреда данному индивиду и популяции в целом. Поэтому усилия ученых направлены не только на изучение механизма действия раз-

личных вредных факторов на живой организм, но и на научное обоснование тех предельно допустимых уровней воздействия, которые не окажут неблагоприятного эффекта.

Вскоре после открытия рентгеновских лучей и явления радиоактивности было установлено, что проникающие излучения не безразличны для человека и при определенных условиях вызывают серьезные необратимые процессы в организме, приводящие иногда к летальному исходу. Естественно, эти факты привлекли внимание ученых в плане раскрытия механизма действия нового вредного фактора воздействия, установления закономерностей воздействия ионизирующих излучений на живой организм и определения допустимых лучевых нагрузок.

#### БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ОТНОСИТЕЛЬНАЯ БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЭФФЕКТИВНОСТЬ

Альфа- и  $\beta$ -частицы,  $\gamma$ -кванты, нейтроны, протоны, ядра отдачи, многозарядные ионы, образующиеся в процессе ядерных превращений (радиоактивный распад, ядерные реакции), которые принято называть проникающим или ионизирующим излучением, при прохождении через вещество расходуют свою энергию в основном на ионизацию и возбуждение. Установлено, что на каждую пару образованных ионов приходится примерно два-три возбужденных атома. Следует отметить, что заряженные частицы ( $\alpha$ - и  $\beta$ -частицы, протоны, ядра отдачи, многозарядные ионы) непосредственно производят ионизацию, в то время как нейтроны и  $\gamma$ -кванты в процессе взаимодействия с веществом образуют заряженные частицы (ядра отдачи или электроны), которые передают всю или часть своей энергии при каждом акте взаимодействия. Последние, проходя через вещество, производят ионизацию.

Известно, что время жизни ионизованных и возбужденных атомов ничтожно мало — порядка  $10^{-6}$  сек. Положительные и отрицательные ионы, сталкиваясь между собой, рекомбинируют (воссоединяются), образуя нейтральные атомы или молекулы. В простых веществах, молекулы которых состоят из атомов одного и того же элемента, в процессе рекомбинации образуются молекулы исходного вещества: в результате ионизация не вызывает изменения химического состава вещества.

Если же происходит ионизация или возбуждение сложных молекул, то это может привести либо к разрушению молекулы, либо к образованию химически активных свободных радикалов с ненасыщенными валентностями; последние могут инициа-

ровать ряд химических реакций, вследствие чего возникают новые химические соединения. Например, в водных растворах образуется атомарный водород и радикалы  $\text{OH}$ ,  $\text{HO}_2$  и др. Таким образом, в сложных веществах под воздействием излучения происходит изменение их химических свойств в результате прямого (дезинтеграция молекулы) или непрямого действия (образование свободных радикалов). Чем сложнее вещество, тем более сложные процессы возникают в нем. В биологических объектах изменения химических свойств приводят к различного рода нарушениям жизнедеятельности клеток, тканей и организма в целом. Очевидно, чем больше происходит в веществе актов ионизации под воздействием излучения, тем больше и биологический эффект. Следовательно, биологическое действие излучения зависит от числа образованных пар ионов или от однозначно связанной с ним величины — поглощенной энергии.

Однако не только суммарная поглощенная энергия излучения определяет биологический эффект проникающего излучения. Многочисленными экспериментами установлено, что биологический эффект возрастает с увеличением линейных потерь энергии излучения (ЛПЭ), т. е. зависит от плотности ионизации или числа пар образованных ионов на единице пути излучения в веществе. Например, если облучать глаз потоками электронов и нейтронов, которые создают одну и ту же ионизацию в хрусталике, катаракта обнаружится в хрусталике, облученном нейтронами, поскольку образованные ими протоны отдачи обладают большей плотностью ионизации, чем электроны. Поэтому для оценки биологического действия различного рода излучений введено понятие относительной биологической эффективности (ОБЭ).

Наибольшее количество данных по биологическому действию различных видов излучения было первоначально получено при облучении животных рентгеновскими лучами с энергией до 250 кэВ, а также при профессиональном облучении рентгенологов. Поэтому условились биологическую эффективность излучения оценивать путем сравнения с биологическим эффектом, который создается рентгеновским и  $\gamma$ -излучением указанных энергий. В этом случае удельная ионизация, создаваемая вторичными электронами, будет составлять около 100 пар ионов на 1 мкм пути в воде. Линейная потеря энергии (ЛПЭ) соответственно равна 3,5 кэВ на 1 мкм воды [10].

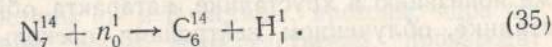
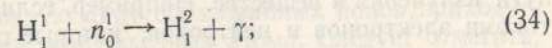
В дальнейшем было показано, что биологическая эффективность рентгеновского или  $\gamma$ -излучения практически не зависит от энергии кванта. Поэтому ОБЭ рентгеновского и  $\gamma$ -излучения всех энергий может быть принята равной 1. Очевид-

но, что ОБЭ  $\beta$ -частиц (электронов) и  $\gamma$ -квантов одинакова, так как ионизирующее действие  $\gamma$ -квантов обусловлено вторичными электронами, образующимися в процессе взаимодействия  $\gamma$ -излучения с веществом.

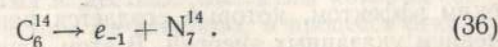
Таким образом, ОБЭ или фактор качества — это число, показывающее, во сколько раз ожидаемое биологическое действие данного вида излучения больше или меньше биологического действия рентгеновского и  $\gamma$ -излучения при одинаковых условиях облучения и равных поглощенных энергиях излучения в облучаемом объекте.

Считается, что ОБЭ быстрых нейтронов такая же, как и  $\alpha$ -частиц и протонов. Это обусловлено тем, что по числу атомов в биологической ткани содержится свыше 90% водорода. Следовательно, при воздействии нейтронов на организм ионизацию производят в основном ядра отдачи водорода, т. е. протоны, ОБЭ которых равна 10.

Как указывалось в гл. 2, тепловые нейтроны при прохождении через вещество захватываются ядрами атомов, вследствие чего образуются стабильные или радиоактивные изотопы. В биологических тканях основную роль играют две реакции, которые и определяют биологическое действие тепловых нейтронов:



В результате первой реакции ядра водорода захватывают тепловые нейтроны и превращаются в ядра тяжелого водорода — дейтерия; происходит испускание  $\gamma$ -квантов. Вторая реакция приводит к образованию ядер углерода и испусканию ядра водорода — протона, обладающего определенным запасом кинетической энергии. Ядра  $C_6^{14}$ , являясь радиоактивными, испускают  $\beta$ -частицы и превращаются в ядра стабильного изотопа азота



Таким образом, ионизация ткани, возникающая под действием тепловых нейтронов, обусловлена  $\gamma$ -квантами, ОБЭ которых равна 1, и протонами (ядрами водорода), ОБЭ которых равна 10. Ввиду того, что эффективное сечение этих реакций различно и содержание азота в ткани много меньше, чем водорода, неодинаков удельный вес ионизации, обусловлен-

ный  $\gamma$ -квантами и протонами. Поэтому ОБЭ для тепловых нейтронов равна 3.

Очевидно, что ОБЭ зависит не только от вида излучения, но и от его энергии. Например,  $\alpha$ -частицы или протоны с энергией в несколько мегаэлектронвольт создают значительно большую плотность ионизации в веществе, чем при энергии в несколько сот мегаэлектронвольт.

Следует отметить, что значение ОБЭ зависит и от ритма облучения. Имеются экспериментальные данные, указывающие на то, что при хроническом облучении ОБЭ больше, чем при кратковременном. При локальном облучении значение ОБЭ также изменяется в зависимости от того, какой орган или группа органов подвергается лучевому воздействию. Мы не имеем возможности обсудить здесь подробно различные аспекты, связанные с проблемой ОБЭ, и проанализировать многочисленный экспериментальный материал, накопленный к настоящему времени, поскольку это не является задачей настоящей книги. Очевидно, что дальнейшее, более глубокое обоснование предельно допустимых уровней облучения (ПДУ) и корректность оценки лучевых воздействий во многом зависит от того, насколько обоснованно выбраны значения ОБЭ для различных видов излучений и их энергий.

Ввиду того, что ОБЭ зависит не только от ЛПЭ, но и от некоторых биологических параметров, которые трудно учесть, было решено не использовать в дальнейшем это понятие для сравнения различных видов проникающей радиации по ожидаемому биологическому эффекту только в зависимости от плотности ионизации, а оставить его для радиобиологии [10].

Согласно рекомендациям Международной комиссии по радиационной защите, для оценки эффективности излучения, создающего различную плотность ионизации в тканях, вводится понятие фактор (коэффициент) качества  $QF$ , показываю-

Таблица 5

Зависимость фактора качества  $QF$  от плотности ионизации и ЛПЭ

| Средняя плотность ионизации, пар ионов/мкм воды | Линейная ЛПЭ в воде, кэв/мкм | Фактор качества $QF$ |
|-------------------------------------------------|------------------------------|----------------------|
| $\leq 100$                                      | 3,5                          | 1                    |
| 100—200                                         | 3—7,0                        | 1—2                  |
| 200—650                                         | 7,0—23                       | 2—5                  |
| 650—1500                                        | 23—53                        | 5—10                 |
| 1500—5000                                       | 53—175                       | 10—20                |

щее, во сколько раз ожидаемый биологический эффект больше, чем для излучения с ЛПЭ, равным 3,5 кэв на 1 мкм пути в воде. Связь между ЛПЭ и фактором качества приведена в табл. 5 [10, 11].

Для тяжелых ядер отдачи ЛПЭ может превышать 175 кэв/мкм. Однако имеются экспериментальные данные, показывающие, что даже в этом случае коэффициент качества  $QF$  не будет превышать 20. Поэтому и для тяжелых ядер коэффициент качества также принимается равным 20.

При хроническом облучении всего тела небольшими дозами (см. гл. 4) в пределах допустимых величин, когда биологический эффект практически не зависит от мощности дозы излучения, значение ОБЭ не превышает значения фактора качества и может быть приравнено к нему. В табл. 6

Таблица 6

Факторы качества  $QF$  и ОБЭ при хроническом облучении всего тела (кроме хрусталика глаза)

| Вид излучения                               | $QF$ и ОБЭ | Вид излучения         | $QF$ и ОБЭ |
|---------------------------------------------|------------|-----------------------|------------|
| $\gamma$ -Излучение . . . . .               | 1          | Нейтроны тепловые . . | 3,0        |
| Рентгеновское излучение . . . . .           | 1          | » 5 кэв . . . . .     | 2,5        |
| Электроны . . . . .                         | 1          | » 20 кэв . . . . .    | 5,0        |
| Позитроны . . . . .                         | 1          | » 100 кэв . . . . .   | 8,0        |
| $\beta$ -Частицы . . . . .                  | 1          | » 500 кэв . . . . .   | 10,0       |
| $\alpha$ -Частицы ( $E < 10$ Мэв) . . . . . | 10         | » 1 Мэв . . . . .     | 10,5       |
| Протоны ( $E < 10$ Мэв) . . . . .           | 10         | » 5 Мэв . . . . .     | 7,0        |
| Тяжелые ядра отдачи . . . . .               | 20         | » 10 Мэв . . . . .    | 6,5        |

приведены значения фактора качества  $QF$  и ОБЭ для различных видов излучения [10, 11].

Ввиду того что хрусталик глаза особенно чувствителен к корпускулярному излучению (нейтроны,  $\alpha$ -частицы) с высокими линейными потерями энергии, рекомендуется пользоваться особым значением коэффициента качества  $QF$ , который больше, чем приведенные в табл. 6. В частности, для быстрых нейтронов с энергией 0,5—5 Мэв  $QF$  равно 30 вместо обычного 10, как это следует из табл. 6. Коэффициенты качества для оценки возможных последствий облучения хрусталика глаза приведены в табл. 7 [10, 11].

При внешнем облучении потоками малопроникающих излучений ( $\alpha$ - или  $\beta$ -частицы, электроны) следует иметь в виду,

Таблица 7

Факторы качества  $QF$  для нейтронов при облучении хрусталика глаза нейтронами различных энергий

| $E$ , кэв                      | Тепловые | 5 | 20 | 100 | 500 | 1000 | 5000 | 10 000 |
|--------------------------------|----------|---|----|-----|-----|------|------|--------|
| Фактор качества $QF$ . . . . . | 10       | 8 | 15 | 24  | 30  | 30   | 20   | 20     |

что критическим органом для глаза является хрусталик, который залегает на глубине 300 мг/см<sup>2</sup>, а для кожи — ее базальный слой, глубина залегания 7 мг/см<sup>2</sup>; толщина кожи и подкожной ткани 100 мг/см<sup>2</sup>.

### ПОГЛОЩЕННАЯ ДОЗА

Изменения, происходящие в облучаемом объекте под воздействием различного рода излучений, зависят от величины поглощенной энергии в облучаемом объекте. Поэтому наиболее удобной характеристикой излучения, определяющей степень его воздействия на организм, является поглощенная энергия излучения.

На VII Международном конгрессе радиологов (Копенгаген, 1953 г.) поглощенную энергию любого вида излучения в 1 г вещества было рекомендовано называть поглощенной дозой, а единицу поглощенной дозы — радом.

$Рад$  — единица поглощенной дозы, при которой количество поглощенной энергии в 1 г любого вещества равно 100 эрг независимо от вида и энергии ионизирующего излучения. Производными единицами являются миллирад ( $мрад$ ) и микрорад ( $мкрад$ ):

$$1 \text{ мрад} = 10^{-3} \text{ рад} = 0,1 \text{ эрг/г};$$

$$1 \text{ мкрад} = 10^{-6} \text{ рад} = 0,0001 \text{ эрг/г}.$$

Поглощенная доза, создаваемая в единицу времени, называется мощностью поглощенной дозы и измеряется соответственно в единицах  $рад/ч$ ,  $рад/мин$ ,  $рад/сек$  или ее производных.

Измерить поглощенную дозу можно по тем эффектам, которые производит излучение в процессе взаимодействия с веществом. Для этого необходимо установить однозначную связь между изменением физических или химических свойств

детектора излучения (ионизация, изменение проводимости, интенсивность люминесценции, изменение цвета и т. д.) и величиной поглощенной энергии излучения.

Для заряженных частиц довольно легко измерить поглощенную дозу по ионизации или по другим радиационным эффектам, возникающим в веществе. Это обусловлено тем, что поглощение энергии излучения происходит там же, где производится ионизация. Более того, если известен поток частиц, падающий на облучаемый объем, и их энергия, то поглощенная энергия во всем объеме будет равна произведению числа частиц на их энергию, если пробег частиц не больше облучаемого объема. Соответственно средняя поглощенная доза равна

$$D = \frac{NEt \cdot 1,6 \cdot 10^{-6}}{100 d\rho} \text{ рад}, \quad (37)$$

где  $N$  — число частиц, падающих на  $1 \text{ см}^2$  поверхности облучаемого объема в  $1 \text{ сек}$ ;  $E$  — энергия частиц,  $\text{Мэв}$  (для  $\beta$ -частиц, обладающих непрерывным спектром, берется средняя энергия);  $t$  — время облучения,  $\text{сек}$ ;  $1,6 \cdot 10^{-6}$  — энергетический эквивалент единицы  $\text{Мэв}$  ( $1 \text{ Мэв} = 1,6 \cdot 10^{-6} \text{ эрг}$ );  $100$  — энергетический эквивалент единицы  $\text{рад}$  ( $1 \text{ рад} = 100 \text{ эрг/г}$ );  $d$  — пробег ионизирующей частицы в облучаемом веществе,  $\text{см}$ ;  $\rho$  — плотность вещества,  $\text{г/см}^3$ .

Мы здесь говорим о средней поглощенной дозе, так как линейная плотность ионизации вдоль пробега частицы неодинакова.

Аналогичным способом можно определить поглощенную дозу, создаваемую быстрыми нейтронами, так как пробеги протонов отдачи очень невелики и поглощение энергии нейтронов и обусловленная протонами отдачи ионизация происходят практически в одном и том же месте. Сложнее измерить поглощенную дозу рентгеновского и  $\gamma$ -излучения. Рассмотрим объем  $A$ , примыкающий к поверхности облучаемого объекта (рис. 21).  $\gamma$ -Квант, который поглотится в объеме  $A$ , передаст свою энергию электрону, пробег которого может быть таким, что электрон выйдет за пределы этого объема. Следовательно, ионизация, созданная этим электроном в объеме  $A$ , не будет однозначно связана с поглощенной энергией  $\gamma$ -кванта. В то же время в этом объеме могут произвести ионизацию электроны, образованные в результате поглощения квантов вне объема  $A$ , например в воздухе или в соседних участках облучаемого тела. Таким образом, по ионизации, измеренной в объеме  $A$ , мы не можем судить о величине поглощенной энергии  $\gamma$ -излучения в данном объеме.

Рассмотрим теперь объем  $B$  (см. рис. 21), который лежит в глубине облучаемого тела на расстоянии от его поверхности, равном или большем пробега вторичных электронов. При этом ни один электрон, образованный вне облучаемого тела, не попадает в объем  $B$ . Ионизация, создаваемая на пути вторичных электронов вне объема  $B$ , где они были образованы вследствие поглощения  $\gamma$ -квантов, будет точно компенсироваться ионизацией, которую создадут вторичные электроны, образованные в облучаемом объекте, окружающем объем  $B$ .

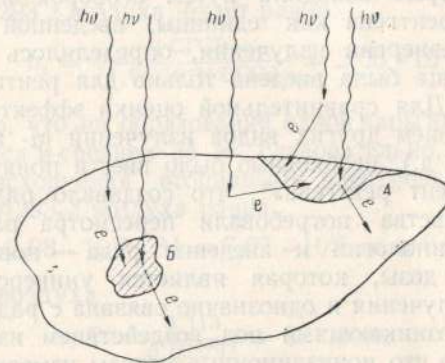


Рис. 21. Схема для определения поглощенной дозы  $\gamma$ -излучения.

В этом случае по ионизации, измеренной в объеме  $B$ , мы можем судить о величине поглощенной энергии  $\gamma$ -излучения в данном объеме. Следовательно, поглощенная доза  $\gamma$ -излучения может быть измерена по ионизации в воздушной полости внутри облучаемого объекта, если эта полость окружена слоем вещества, равным или большим максимального пробега вторичных электронов, т. е. если соблюдается так называемое условие электронного равновесия.

#### ДОЗА ИЗЛУЧЕНИЯ

Из всех видов ионизирующих излучений рентгеновское и  $\gamma$ -излучения раньше всего нашли практическое применение, в особенности в биологии и медицине. В то же время исторически наиболее ранним и хорошо разработанным методом регистрации излучения является ионизационный, широко используемый и сейчас. В связи с этим предпринимались попытки установить такие единицы измерения излучения,

которые позволили бы связать ионизационный эффект с поглощенной энергией излучения. В 1928 г. в качестве такой единицы был принят рентген (р) [7].

Не будем останавливаться на толкованиях и определениях рентгена, использованных ранее. Укажем только, что рентген рассматривали как количество излучения, характеризующее поглощенную энергию излучения в единице массы воздуха. Такая интерпретация рентгена противоречила самому определению и вносила трудности при оценке поглощенной энергии, которые обходили путем оговорок и уточнений. Неудобство рентгена как единицы, введенной для оценки поглощенной энергии излучения, определялось еще и тем, что эта единица была введена только для рентгеновского и  $\gamma$ -излучения. Для сравнительной оценки эффектов, вызываемых воздействием других видов излучений ( $\alpha$ - и  $\beta$ -частицы, нейтроны и т. д.), необходимо было ввести понятие «физический эквивалент рентгена»\*, что создавало ряд неудобств. Эти обстоятельства потребовали пересмотра ранее существующей терминологии и введения рада — новой единицы поглощенной дозы, которая является универсальной для всех видов излучения и однозначно связана с радиационными эффектами, возникающими под воздействием излучения.

Ввиду того что ионизационные методы измерения до настоящего времени широко используются на практике и почти вся дозиметрическая аппаратура отградуирована в рентгенах, эта единица не исключена из арсенала метрологических единиц. Поэтому в ГОСТе наряду с единицей рад осталась единица рентген.

В отличие от принятого определения рентген рассматривается не как единица, характеризующая поглощенную энергию, а только как единица, определяющая ионизирующую способность рентгеновского и  $\gamma$ -излучения в воздухе.

Величина, характеризующая ионизирующую способность рентгеновского и  $\gamma$ -излучения в воздухе, называется дозой излучения.

Рентген (р) — единица дозы в воздухе рентгеновского или  $\gamma$ -излучения, при которой сопряженная корпускулярная эмиссия на 0,001293 г воздуха производит в воздухе ионы, несущие заряд в одну электростатическую единицу (1 СГСЭ) количества электричества каждого знака (0,001293 г — это мас-

\* Физический эквивалент рентгена (фэр) — доза любого ионизирующего излучения, при котором энергия, поглощенная в 1 г вещества, равна потере энергии на ионизацию, создаваемую в 1 г воздуха дозой 1 р рентгеновского или  $\gamma$ -излучения; для воздуха 1 фэр равен 87 эрг/г, а для мышечной ткани — 93 эрг/г.

са в 1 см<sup>3</sup> атмосферного воздуха при температуре 0° С и давлении 760 мм рт. ст.).

Производными от единицы рентгена являются миллирентген (мр) и микрорентген (мкр):

$$1р = 10^3 мр = 10^6 мкр.$$

Мощностью дозы называется доза, отнесенная к единице времени; измеряется она в единицах р/ч, р/сек, мкр/сек и т. д.

Поскольку заряд электрона равен  $4,8 \cdot 10^{-10}$  электростатических единиц, то при дозе 1 р число пар ионов  $n_i$ , образованных в 0,001293 г воздуха, будет равно

$$n_i = \frac{1 \text{ СГСЭ}}{4,8 \cdot 10^{-10} \text{ СГСЭ}} = 2,08 \cdot 10^{10}. \quad (38)$$

Известно, что на образование одной пары ионов в воздухе затрачивается в среднем 34 эв, следовательно, при дозе 1 р энергия, расходуемая вторичными электронами на ионизацию, в 0,001293 г воздуха равна

$$E = 2,08 \cdot 10^{10} \cdot 34 = 7,07 \cdot 10^{10} \text{ эв} = 0,113 \text{ эрг}$$

или в 1 г воздуха

$$E = \frac{0,113}{0,001293} = 87 \text{ эрг/г}.$$

Однозначная связь между дозой излучения в воздухе, измеренной в рентгенах, и поглощенной дозой может быть установлена только в том случае, если доза излучения измеряется в воздушном объеме, окруженном слоем воздуха или воздухо-эквивалентного вещества, толщина которого больше или равна пробегу вторичных электронов (т. е. когда соблюдается условие электронного равновесия). В этом случае при дозе 1 р поглощенная энергия в воздухе равна 87 эрг/г, или поглощенная доза равна 0,87 рад.

Об электронном равновесии имеет смысл говорить только в том случае, когда пробег вторичных электронов значительно меньше средней свободной длины пробега фотона\*. Если эти величины становятся сравнимыми, уже невозможно воспроизведение рентгена. Поэтому применение рентгена в качестве единицы дозы допускается для измерения рентгеновского или  $\gamma$ -излучения с энергией до 3 Мэв.

Поглощенная энергия в воде и мышечной ткани отличается (на 4—10%) от поглощенной энергии в воздухе вследствие

\* Средняя свободная длина пробега фотона — это толщина поглотителя, после прохождения которого интенсивность  $\gamma$ -излучения ослабляется в е раз.

того, что  $Z_{\text{эфф}}$  воды и мышечной ткани не точно равен  $Z_{\text{эфф}}$  воздуха. В интервале энергий 150 кэв — 3 Мэв поглощенная энергия в воде и мышечной ткани равна 93 эрг/г, если доза в воздухе, измеренная в условиях электронного равновесия, равна 1 р. Для костной ткани,  $Z$  которой больше, чем у воздуха, а следовательно, и более существенно фотоэлектрическое поглощение в области малых энергий, поглощенная энергия изменяется от 474 до 88 эрг/г с увеличением энергии от 10 до 200 кэв. Начиная с 200 кэв поглощенная энергия остается примерно постоянной и равной около 88 эрг/г при дозе 1 р. Таким образом, измерив ионизацию в воздухе в условиях электронного равновесия, мы можем судить о поглощенной энергии в биологической ткани.

#### БИОЛОГИЧЕСКИЙ ЭКВИВАЛЕНТ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ

Для учета биологической эффективности различных видов излучения была введена единица биологический эквивалент рада (бэр). За 1 бэр принимается такая поглощенная доза любого вида излучения, которая вызывает такой же биологический эффект, что и 1 рад рентгеновского или  $\gamma$ -излучения. Доза, создаваемая различными видами радиации, выраженная одинаковым числом единиц бэр, при одинаковых условиях облучения будет эквивалентна по биологическому действию. Очевидно, что между поглощенной дозой, выраженной в радах, —  $D$  и биологически эквивалентной дозой  $D'$ , выраженной в единицах бэр, существует следующее соотношение:

$$D' = DQF,$$

где  $QF$  — фактор качества излучения. Для  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов ( $QF=1$ ) 1 бэр по эффекту эквивалентен 1 рад; для  $\alpha$ -частиц и протонов ( $QF=10$ ) 1 бэр эквивалентен по биологическому действию 10 рад рентгеновского или  $\gamma$ -излучения и т. д. Для сравнительной оценки воздействия, обусловленного попаданием радиоактивных веществ в организм, т. е. когда происходит облучение внутренних органов, помимо фактора качества  $QF$ , для костеотропных изотопов, кроме радия, вводится еще фактор распределения  $DF$ , учитывающий неоднородность их распределения в организме по сравнению с радием. В этом случае биологически эквивалентная доза  $D'$  (в единицах бэр) равна

$$D' = DQFDF \dots$$

Многоочие указывает, что могут быть и другие модифицирующие факторы, учитывающие особенность распределения изотопа в организме.

В настоящее время еще пользуются единицей биологический эквивалент рентгена, которая имеет тот же смысл. При этом предполагается, что доза в рентгенах измеряется в условиях электронного равновесия, когда существует одназначная связь между ионизацией и поглощенной энергией излучения.

#### СВЯЗЬ МЕЖДУ ДОЗОЙ, СОЗДАВАЕМОЙ $\gamma$ -ИЗЛУЧЕНИЕМ РАДИОАКТИВНЫХ ПРЕПАРАТОВ, И ИХ АКТИВНОСТЬЮ

У различных радиоактивных изотопов число испускаемых  $\gamma$ -квантов и их энергия изменяются в довольно широких пределах. Поэтому целесообразно знать связь между активностью источника и дозой  $\gamma$ -излучения данного радиоактивного изотопа.

Для точечного источника\* с активностью  $C$  мюри доза излучения  $D$ , создаваемая за время  $t$  ч, на расстоянии  $R$  см, выражается формулой

$$D = \frac{K_{\gamma} C t}{R^2} p, \quad (39)$$

где  $K_{\gamma}$  —  $\gamma$ -постоянная изотопа, определяющая, какую мощность дозы излучения в единицах р/ч создает  $\gamma$ -излучение данного радиоактивного изотопа на расстоянии 1 см от точечного источника, если его активность равна 1 мюри.

Экспериментально установлено, что для препарата радия, находящегося в радиоактивном равновесии с короткоживущими продуктами распада и заключенного в платиновый фильтр толщиной 0,5 мм,  $\gamma$ -постоянная  $K_{\gamma} = 8,4$  р/ч. Это значит, что точечный источник радия в платиновом фильтре толщиной 0,5 мм, активностью 1 мюри, находящийся в равновесии со своими продуктами распада, создает в воздухе на расстоянии 1 см от источника мощность дозы, равную 8,4 р/ч.

Гамма-постоянные  $\text{Co}^{60} = 13,5$  р/ч,  $\text{Cs}^{137} = 4,2$  р/ч,  $\text{Ir}^{192} = 5,46$  р/ч [4].

\* Источник называется точечным, если доза или интенсивность излучения в данной точке изменяются обратно пропорционально квадрату расстояния от источника. Источник можно считать точечным, если его линейные размеры в пять—десять раз меньше расстояния, на котором производится измерение дозы или интенсивности.

Сравнение  $\gamma$ -постоянных радия и  $\text{Co}^{60}$  показывает, что 1 *мкюри*  $\text{Co}^{60}$  создает дозу излучения в 1,6 раза большую, чем 1 *мкюри* радия, который находится в равновесии со своими продуктами распада и заключен в платиновый фильтр с толщиной стенки 0,5 мм. Иначе говоря, по создаваемой дозе излучения в воздухе 1 *мкюри*  $\text{Co}^{60}$  эквивалентно около 1,6 *мкюри* радия, т. е.  $\gamma$ -кванты, испускаемые препаратом  $\text{Co}^{60}$

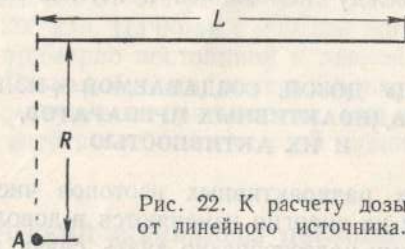


Рис. 22. К расчету дозы от линейного источника.

активностью 0,625 *мкюри*, создают такую же дозу излучения, что и  $\gamma$ -излучение 1 *мкюри* радия.

Очень часто для характеристики  $\gamma$ -излучения изотопов применяется величина, называемая ( $\gamma$ -эквивалентом и измеряемая в миллиграмм-эквивалентах радия.  $\gamma$ -Эквивалент препарата равен 1 *мг-экв* Ra, если  $\gamma$ -излучение препарата в тождественных условиях измерения создает такую же ионизацию, как и  $\gamma$ -излучение 1 *мг* (1 *мкюри*) радия, находящегося в равновесии с короткоживущими продуктами распада и заключенного в платиновый фильтр толщиной 0,5 мм. Например, если  $\gamma$ -эквивалент препарата равен 30 *мг-экв* Ra, то это значит, что  $\gamma$ -излучение этого препарата в данных конкретных условиях измерения создает такую же дозу излучения, как и 30 *мг* радия, находящегося в равновесии с продуктами распада и заключенного в платиновый фильтр толщиной 0,5 мм.

В тех случаях, когда  $\gamma$ -постоянная изотопа известна, для перехода от активности, измеряемой в милликюри, к  $\gamma$ -эквиваленту, выраженному в миллиграмм-эквивалентах радия, и наоборот, можно воспользоваться следующими простыми формулами:

$$M = C \frac{K_\gamma}{8,4}; \quad (40)$$

$$C = M \frac{8,4}{K_\gamma}. \quad (41)$$

Здесь  $M$  —  $\gamma$ -эквивалент данного препарата, *мг-экв* Ra (или *г-экв* Ra);  $C$  — активность, *мкюри* или *кюри*;  $K_\gamma$  — его  $\gamma$ -постоянная, а величина 8,4 —  $\gamma$ -постоянная радия.

Если задан  $\gamma$ -эквивалент препарата в единицах *мг-экв* Ra, то формула (39) приобретает следующий вид:

$$D = \frac{8,4 Mt}{R^2} p. \quad (42)$$

Для линейного источника мощность дозы в точке A (рис. 22) в воздухе равна

$$P = \frac{K_\gamma C}{LR} \arctg \frac{L}{R} p/\mu, \quad (43)$$

где  $C$  — активность линейного источника, *мкюри*;  $L$  — его длина, *см*;  $R$  — расстояние от торца линейного источника до точки, где определяется доза.

#### НЕКОТОРЫЕ ДАННЫЕ О БИОЛОГИЧЕСКИХ ПОСЛЕДСТВИЯХ ОБЛУЧЕНИЯ

Как указывалось выше, при воздействии проникающего излучения на организм происходит нарушение жизнедеятельности отдельных органов и тканей. Вследствие взаимодействия между различными частями организма повреждение какого-либо отдельного органа может вызвать изменения в других органах и организме в целом. Эти изменения могут проявиться в виде клинических эффектов либо сразу, либо через длительный промежуток времени (месяцы, годы) после облучения. При определенных уровнях воздействия соматические эффекты\* могут и не наблюдаться ввиду наличия в организме восстановительных механизмов. Однако в этом же организме могут произойти и нарушения структурных элементов, ответственных за наследственность. Таким образом, возможно генетическое повреждение организма без проявления соматических эффектов. Очевидно, что при оценке уровней радиации, которые не оказывают вредного воздействия на ограниченный контингент лиц (например, людей одной профессии), правильным представляется исключить возможность появления соматических эффектов (включая и отдаленные последствия). Если же речь идет об оценке допустимых уровней для попу-

\* Соматические эффекты — изменения в состоянии здоровья, происходящие у данного индивидуума.

ляции в целом, то здесь главным фактором является оценка генетических эффектов.

Следует отметить, что на протяжении своего существования человечество находится в условиях постоянного воздействия проникающей радиации на организм. Естественные радиоактивные вещества — уран, радий, торий и продукты их распада, радиоактивный изотоп  $K^{40}$  и др. — довольно широко распространены в природе. В результате почва, растительность, продукты питания, вода, воздух, строительные материалы содержат незначительные количества радиоактивных веществ. Радий и торий, распадаясь, превращаются в газообразные радиоактивные вещества радон и торон, которые присутствуют в воздухе и в растворенном виде в воде рек и морей. Например, средние концентрации радона в воздухе составляют  $1 \cdot 10^{-13}$ — $3 \cdot 10^{-13}$  *кюри/л*, а в воздухе различных зданий в зависимости от строительных материалов, из которых построены здания, —  $2 \cdot 10^{-13}$ — $6 \cdot 10^{-12}$  *кюри/л* [12, 13].

В водопроводной воде СССР концентрация радия равна  $1 \cdot 10^{-12}$  *кюри/л*, а в океанах —  $7 \cdot 10^{-15}$ — $3 \cdot 10^{-13}$  *кюри/л*. В реках концентрация  $K^{40}$  составляет  $8 \cdot 10^{-12}$  *кюри/л*, а в океанах —  $2,4 \cdot 10^{-10}$  *кюри/л*. Содержание  $K^{40}$  в большинстве пищевых продуктов колеблется в пределах  $1 \cdot 10^{-9}$ — $5 \cdot 10^{-9}$  *кюри/кг* [9, 13].

Помимо этого, земная поверхность непрерывно подвергается воздействию космического излучения, в состав которого входят  $\gamma$ -кванты, нейтроны, протоны и другие элементарные частицы. При воздействии нейтронов на ядра азота, водорода и аргона, содержащихся в атмосферном воздухе, образуются небольшие количества радиоактивных изотопов  $C^{14}$ ,  $H^3$ ,  $Ar^{41}$ .

В результате воздействия на человека всех естественных источников радиации суммарная доза облучения для большинства населения земного шара колеблется в пределах  $0,075$ — $0,15$  *рад/год* и составляет в среднем  $0,1$  *рад/год*. Для некоторых районов с увеличенным содержанием радиоактивных веществ в горных породах доза возрастает до  $0,2$  *рад/год* (Франция) и  $0,85$  *рад/год* (Керала и Мадрас в Индии) [12, 13].

Таким образом, за время своей жизни (примерно за 70 лет) человек облучается в дозе порядка 7 *рад*. История нашей планеты свидетельствует, что естественный фон не влияет на развитие и жизнедеятельность живых существ, населяющих Землю. Правда, некоторые ученые считают, что возникающие на земном шаре мутации (случайно возникающие в организме отклонения в передаваемых по наследству

свойствах) частично обусловлены облучением половых желез естественными источниками радиации.

Очевидно, чтобы оценить степень риска для здоровья в случае воздействия радиации в дозах, превышающих естественный фон, необходимо знать зависимость между дозой облучения и изменениями, происходящими в организме.

К настоящему времени накопился достаточно большой материал, полученный в экспериментах на животных, а также путем обобщения многочисленных данных о состоянии здоровья рентгенологов и радиологов и других лиц, которые подвергаются воздействию радиации, позволяющей оценить степень опасности, обусловленной облучением. Однократное облучение в дозе  $25$ — $50$  *рад* приводит к незначительным скоропроходящим изменениям в крови: при дозах облучения  $80$ — $120$  *рад* появляются начальные признаки лучевой болезни. Смертельный исход отсутствует. Острая лучевая болезнь развивается при однократном облучении в дозах  $270$ — $300$  *рад*; смертельный исход возможен в 20% случаев. Смертельный исход в 50% случаев наступает при дозах  $400$ — $500$  *рад*, при дозах  $550$ — $700$  *рад* смертность приближается к 100% [14]. Эти данные относятся к случаю, когда лечение не проводится. В настоящее время имеется ряд противолучевых препаратов, которые позволяют значительно ослабить воздействие излучения.

Следует заметить, что для плода, находящегося в утробе матери, облучение в дозе примерно 10 *рад* может вызвать нежелательные последствия. Значительно сложнее оценить влияние хронического облучения в малых дозах радиации на организм человека. Здесь имеются в виду дозы, сравнимые с естественным фоном. Статистическая обработка данных о состоянии здоровья врачей-радиологов и рентгенологов не позволила сделать достоверных выводов. Изменение в состоянии здоровья также не наблюдается у лиц, подвергающихся рентгенологическим исследованиям, хотя дозы облучения при этом в десятки и сотни раз больше естественного фона. Например, при производстве рентгеновских снимков желудка доза облучения составляет  $1,5$ — $3$  *рад*, легких —  $0,04$ — $0,2$  *рад*, плеча —  $0,7$ — $1,0$  *рад* [13]. Можно утверждать, что при существующем уровне знаний о биологическом действии радиации невозможно обнаружить вред для здоровья людей, в течение долгого срока облучающихся в дозах в  $10$ — $100$  раз выше естественного фона (т. е.  $1$ — $10$  *рад/год*). Здесь имеется в виду облучение взрослых людей без учета возможных генетических последствий [10].

## ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИАЦИИ

### ПУТИ ВОЗДЕЙСТВИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

При работе с радиоактивными веществами или источниками проникающей радиации (рентгеновские аппараты, ускорители, ядерные реакторы) человек может подвергаться воздействию ядерных излучений. При этом необходимо различать внешнее облучение и возможность попадания радиоактивных веществ внутрь организма.

Под внешним облучением следует понимать такое воздействие излучения на человека, когда источник радиации находится вне организма и исключена вероятность попадания радиоактивных веществ внутрь организма. Это имеет место, например, при работе на рентгеновских аппаратах и ускорителях или при работе с радиоактивными веществами, находящимися в герметичных ампулах (гамма-установки для дефектоскопии металлов и лучевой терапии злокачественных новообразований или мощные изотопные облучатели для лучевой стерилизации, предпосевного облучения семян и др.).

В некоторых случаях при проведении радиохимических или других работ с радиоактивными веществами (в частности, выделение изотопов из смеси продуктов деления, приготовление радиоактивных источников или соединений, расфасовка радиоактивных веществ и т. д.) возможно загрязнение радиоактивными веществами поверхностей и воздуха рабочих помещений, а также рук и спецодежды обслуживающего персонала.

При работе ядерного реактора возможны нарушения герметичности первого контура, что также может привести к загрязнению радиоактивными веществами рабочих помещений. Очевидно, при наличии загрязнения воздуха и поверхностей рабочих помещений радиоактивными веществами не исключена возможность их попадания внутрь организма человека.

При внешнем облучении  $\alpha$ - или  $\beta$ -частицами,  $\gamma$ -квантами или нейтронами человек подвергается вредному воздействию только в течение того времени, когда он находится вблизи источников излучения. Если же радиоактивные вещества по-

падают внутрь организма, то человек подвергается непрерывному облучению до тех пор, пока радиоактивные вещества не выведутся из организма в результате распада или физиологического обмена.

Исходя из этого необходимо по-разному подходить к оценке опасности, которой подвергается человек при работе с радиоактивными веществами.

Безусловно, правильная организация технологического процесса, обеспечение тщательного контроля за радиационной обстановкой, проведение необходимых защитных мероприятий могут уменьшить степень воздействия радиации на человека. Однако аналогично тому, как нельзя полностью исключить возможность аварии и свести к нулю риск для человека при работах в шахте или у доменной печи, на химических заводах или при полете на самолете, так и при использовании атомной энергии невозможно свести к нулю возможность облучения.

Там, где используются радиоактивные вещества, всегда существует определенная вероятность нарушения технологического процесса, вероятность радиационной аварии. Поэтому наряду с разработкой мероприятий по совершенствованию технологического процесса и методов контроля уровней радиации, по повышению надежности аппаратуры, необходимо правильно установить границы опасности, т. е. правильно подойти к обоснованию тех уровней радиации, которые не будут вредны для человека и всего населения в целом.

В предыдущей главе указывалось, что в настоящее время имеются убедительные экспериментальные данные, показывающие, что при воздействии на человека определенных доз ионизирующего излучения в его организме не происходит никаких необратимых изменений на протяжении всей жизни. Следовательно, по аналогии с другими вредными производственными факторами (действие окиси углерода, окислов свинца и марганца, уровней шума и вибрации и т. д.), для радиоактивных излучений установлены допустимые уровни воздействия.

При обсуждении принципов подхода к установлению предельно допустимых уровней облучения мы руководствовались рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) [10,16] и основными нормами безопасности при защите от излучения, подготовленными Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) [11]. В заключительном разделе настоящей главы рассматриваются вопросы нормирования уровней загрязнения рабо-

чих поверхностей и спецодежды. Приведенные в табл. 15 и 16 рекомендации по уровням загрязнения взяты из проекта Санитарных правил работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений\*.

#### ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ ДОЗЫ

Для профессиональных работников, т. е. для лиц, непосредственно занятых на работах с радиоактивными веществами или источниками ионизирующих излучений (категория облучения А), предельно допустимая соматическая доза облучения (ПДД) всего организма, гонад или красного костного мозга принята равной 5 бэр за 1 год [10, 11, 15, 16]. При таком облучении на протяжении трудовой деятельности человека (50 лет) с помощью современных методов исследования нельзя будет обнаружить изменений в состоянии его здоровья [11, 16].

Предельно допустимая доза представляет собой максимальную величину облучения, которому могут подвергнуться профессиональные работники при определенных условиях. Очевидно, при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений должны быть созданы такие условия, чтобы действительные дозы облучения работников были минимальными, насколько это практически возможно [10, 11].

В настоящее время для профессионального облучения рекомендуется регламентировать не недельную дозу, а годовую [10, 11]. При этом разрешается в течение 13 последовательных недель (квартал) периодически или даже однократно получить дозу не выше 3 бэр (т. е.  $\sim 0,5$  годовой ПДД), причем годовая доза не должна превышать 5 бэр [10, 11]. Но по возможности этого следует избегать. Такая регламентация позволяет более правильно организовать работу в радиационно опасных условиях, в особенности при ремонтных работах, при ликвидации последствий, связанных с нарушением технологического процесса, и т. д. В то же время имеющиеся данные позволяют утверждать, что при хроническом или периодическом облучении биологический эффект бывает обусловлен в основном суммарной дозой облучения независимо от того, за какой промежуток

\* См. Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений и нормы радиационной безопасности (проект). Институт биофизики Министерства здравоохранения СССР, Москва, 1966. (В разработке проекта принимали участие: И. Г. Архангельская, А. С. Белицкий, Н. Г. Гусев, В. П. Гранильщиков, А. С. Зыкова, В. В. Копеев, А. Н. Марей, В. Л. Саяпина, В. Д. Туркин, М. А. Ходырева, В. Л. Шербаков.)

времени она была получена, если только дозы периодических облучений малы, т. е. лежат в пределах регламентируемых допустимых уровней [10, 11, 16].

Согласно [11, 16] при выполнении аварийных работ в случае крайней необходимости допускается однократное облучение в дозе до 10 бэр. Однако дальнейшее облучение должно регламентироваться таким образом, чтобы не более чем через пять лет суммарная доза пришла в соответствие с величиной накопленной дозы, определяемой по формуле:

$$D \leq 5(N - 18) \text{ бэр},$$

где  $N$  — возраст человека; 18 лет — возраст начала профессионального облучения. Во всех случаях накопленная доза к 30 годам не должна превышать 60 бэр.

Можно допускать однократное облучение и в дозах выше 10 бэр, если это связано с необходимостью спасения человеческой жизни или предотвращения крупной аварии. Однако лица, которые будут подвергаться переоблучению, должны быть информированы о связанном с этим риске. При облучении в дозах выше 25 бэр рекомендуется проводить специальное медицинское обследование для решения вопроса о возможности дальнейшей работы, связанной с профессиональным облучением [10].

Для женщин репродуктивного (воспроизводительного) возраста суммарная доза облучения за 13 последовательных недель (квартал) не должна превышать 1,3 бэр, что соответствует годовой дозе 5 бэр. В этих условиях доза, полученная эмбрионом за первые два месяца беременности, когда она еще не может быть достоверно установлена, не превысит 1 бэр, что не является опасным [10, 11]. На период беременности женщины освобождаются от работы с источниками радиации, а на работах с открытыми радиоактивными веществами — на весь период кормления. Это связано с тем, что в данном случае возможно попадание радиоактивных веществ внутрь организма, а с молоком матери — и к ребенку.

Облучению могут подвергнуться и лица, не занятые непосредственно работой с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений. К ним относятся административно-хозяйственный персонал, который при выполнении своих служебных обязанностей эпизодически заходит в помещения, где ведутся работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. Кроме того, облучению могут подвергнуться лица, работающие в смежных помещениях, а также находящиеся во всех зданиях и на открытом воздухе в пределах санитарно-за-

щитной зоны. Для этого контингента лиц (категория облучения В) в соответствии с Санитарными правилами № 333-60 [15] установлен предел дозы при облучении всего тела, гонад или красного костного мозга, равный 0,5 бэр/год.

Согласно рекомендациям МКРЗ [10, 16], а также Основным нормам МАГАТЭ по безопасности при защите от излучения [11] к категории В считается целесообразным отнести также и население, проживающее по соседству с контролируемыми зонами, установив для них предел дозы облучения, равный также 0,5 бэр/год.

Естественно, что ПДД, установленная для профессиональных работников (категория А), в 10 раз больше предела дозы для категории В, поскольку к категории А относятся сравнительно узкий контингент лиц, которые постоянно находятся под специальным медицинским наблюдением, пользуются сокращенным рабочим днем и дополнительным отпуском. Кроме того, к работе с источниками ионизирующего излучения допускаются лица не моложе 18 лет и не имеющие каких-либо противопоказаний со стороны здоровья.

Следует иметь в виду, что приведенные значения предельно допустимых доз и предела дозы не включают в себя естественный радиационный фон и дозы, получаемые во время медицинских процедур (например, рентгеновское просвечивание).

Для регламентации облучения всего населения в целом (популяция) вводится понятие генетически значимой дозы. Это такая доза, которая, если бы она была получена каждым индивидуумом с момента его зачатия до среднего репродуктивного возраста, привела бы к тем же генетическим изменениям населения в целом, к каким приводят действительные дозы облучения, получаемые отдельными индивидуумами [10].

Анализ имеющихся данных, а также проведенные различными международными и национальными органами расчеты показывают, что доза выше 6—10 бэр на душу населения является генетически значимой [10]. Это значит, что если доза на гонады с момента зачатия до 30 лет (средний репродуктивный возраст человека) на душу населения будет меньше 6—10 бэр от всех источников радиации, сделанных руками человека (в том числе облучение при медицинских процедурах, за исключением естественного фона), то дополнительный ущерб обществу за счет генетических последствий можно считать допустимым и оправданным, принимая во внимание выгоды, которые можно ожидать от расширения практического использования атомной энергии [10, 16].

В соответствии с рекомендациями МКРЗ [10, 16] и нормами МАГАТЭ [11] генетическая доза для населения (категория облучения С) от всех источников радиации, добавляемая к естественному фону и медицинским процедурам, не должна превышать 5 бэр за 30 лет. Следует отметить, что по данным МКРЗ средний вклад в генетическую дозу от медицинских источников составляет для всей популяции в целом 1 бэр за 30 лет; вклад в генетическую дозу за счет облучения профессиональных работников равен ~0,01 бэр, а от облучения населения за счет радиоактивных выпадений при испытаниях ядерного оружия и от облучения категории В другими источниками ~0,2 бэр за 30 лет [16]. Таким образом, общая генетическая доза от всех искусственных источников радиации в настоящее время значительно ниже 5 бэр за 30 лет и по всей вероятности не возрастет значительно в ближайшее время [16].

В то же время развитие работ в области использования атомной энергии должно предусматривать максимальное снижение генетически значимой дозы за счет уменьшения дозы облучения отдельных контингентов лиц, а также за счет ограничения числа лиц, которые могут подвергнуться облучению.

Поскольку большинство дозиметрических приборов градуированы в единицах рад, в табл. 8 приведены значения мощности дозы различных видов излучения, соответствующие предельно допустимой дозе 5 бэр/год (кате-

Таблица 8

Мощности дозы внешнего облучения, соответствующие предельно допустимой дозе 5 бэр/год (категория А)

| Вид излучения                            | Мощность дозы |             |             |        | Коэффициент качества |
|------------------------------------------|---------------|-------------|-------------|--------|----------------------|
|                                          | рад/год       | рад/квартал | мрад/неделя | мрад/ч |                      |
| γ- и рентгеновское излучение . . . . .   | 5,0           | 3,0         | 100         | 2,8    | 1                    |
| β- частицы и электроны . . . . .         | 5,0           | 3,0         | 100         | 2,8    | 1                    |
| Нейтроны тепловые . . . . .              | 1,7           | 1,0         | 33          | 0,9    | 3,0                  |
| Нейтроны промежуточные, 20 кэв . . . . . | 1,0           | 0,6         | 20,0        | 0,56   | 5,0                  |
| То же, быстрые . . . . .                 | 0,5           | 0,3         | 10,0        | 0,28   | 10                   |
| 500 кэв — 1 Мэв . . . . .                | 0,5           | 0,3         | 10,0        | 0,28   | 10                   |
| Протоны, < 10 Мэв . . . . .              | 0,5           | 0,3         | 10,0        | 0,28   | 10                   |
| Тяжелые ядра отдачи . . . . .            | 0,25          | 0,15        | 5,0         | 0,14   | 20                   |

гория А) при облучении всего тела, гонад или красного костного мозга с учетом коэффициента качества.

В заключение настоящего раздела следует отметить, что одной из мер, позволяющей снизить лучевую нагрузку на население, проживающее вблизи предприятий и учреждений, где ведутся работы с радиоактивными веществами, является создание санитарно-защитных зон. Указанные в гл. 6 (стр. 116) размеры санитарно-защитных зон вокруг ядерных реакторов регламентированы Санитарными правилами проектирования и эксплуатации исследовательских ядерных реакторов № 420-62 и Санитарными правилами проектирования атомных электростанций (АЭС) № 391-62, утвержденных в 1962 г. Главным Государственным санитарным инспектором СССР.

#### ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ

Биологическое действие радиоактивных изотопов, попавших внутрь организма, определяется поглощенной дозой, которую создают излучения, испускаемые данным изотопом в процессе распада за время его пребывания в организме. Различные радиоактивные изотопы накапливаются в различных органах и тканях организма. Так, изотопы стронция, радия, фосфора преимущественно накапливаются в костях, иода — в щитовидной железе. Другие изотопы, например натрий, ксенон, равномерно распределяются во всем организме.

Известно, что роль различных органов в поддержании нормальной жизнедеятельности всего организма различна. Поэтому при попадании радиоактивных веществ внутрь организма степень лучевого поражения зависит не только от величины дозы, создаваемой испускаемым излучением, но и от того, в каком органе преимущественно произошло накопление радиоактивного изотопа, т. е. какой орган является критическим.

Критический орган — это такой орган тела, накопление радиоактивного изотопа в котором приводит к наиболее сильному поражению всего организма. Учитывая различную роль отдельных органов, при расчете предельно допустимого содержания радиоактивных веществ приняты следующие четыре группы критических органов [10, 11, 16].

**I группа.** Все тело, гонады, кроветворные органы (красный костный мозг).

**II группа.** Мышцы, жировые ткани, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие и другие органы тела, которые не принадлежат к группам I, III и IV.

К этой же группе критических органов отнесен сейчас и хрусталик глаза\*, но для излучения с высокими линейными потерями энергии (нейтроны, протоны) используются повышенные значения коэффициента качества, указанные в табл. 7 [10, 11]).

**III группа.** Кости, щитовидная железа и кожа.

**IV группа.** Руки, предплечья, ступни ног.

В табл. 9 приведены принятые значения предельно допустимых доз внутреннего облучения для различных групп критических органов. Как отмечалось выше, согласно рекомендациям и нормам [11, 16] для категории облучения А доза за квартал может составлять ~0,5 годовой ПДД, но при этом доза облучения за год не должна превышать регламентируемого ПДД для данной группы критических органов.

Таблица 9

Предельно допустимые дозы облучения для различных групп критических органов

| Категория облучения | Критические органы |         |           |         |            |         |           |         |
|---------------------|--------------------|---------|-----------|---------|------------|---------|-----------|---------|
|                     | I группа           |         | II группа |         | III группа |         | IV группа |         |
|                     | бэр/кварт          | бэр/год | бэр/кварт | бэр/год | бэр/кварт  | бэр/год | бэр/кварт | бэр/год |
| А                   | 3                  | 5       | 8         | 15      | 15         | 30      | 40        | 75      |
| В                   | —                  | 0,5     | —         | 1,5     | —          | 3,0     | —         | 7,5     |

Следует также отметить, что в соответствии с рекомендациями [11, 16] для детей и подростков моложе 16 лет предел дозы для щитовидной железы (III группа критических органов) не должен превышать 1,5 бэр/год, т. е. он в два раза меньше, дозы, регламентируемой для взрослого контингента лиц из категории облучения В, которая равна 3 бэр/год.

Чтобы рассчитать дозу, создаваемую изотопом в данном критическом органе, надо знать вид и энергию испускаемого излучения, вес и размер критического органа, а также время, в течение которого данный изотоп находится в организме, т. е. эффективный период полувыведения.

\* Раньше он относился к I группе критических органов.

Эффективным периодом полувыведения называется время, в течение которого количество радиоактивного изотопа (его активность) в организме уменьшается вдвое.

Радиоактивный изотоп выводится из организма вследствие его распада, а также в результате физиологического обмена.

Если  $T_{\phi}$  — период полураспада, а  $T_6$  — время, в течение которого количество изотопа в организме уменьшается вдвое за счет физиологического обмена, то эффективный период полувыведения равен:

$$T_{\text{эфф}} = \frac{T_{\phi} T_6}{T_{\phi} + T_6}.$$

В качестве примера в табл. 10 приведены значения эффективных периодов полувыведения для некоторых изотопов [13].

Таблица 10  
Эффективный период полувыведения для некоторых радиоактивных изотопов, дни

| Изотоп       | Критический орган | $T_{\phi}$       | $T_6$            | $T_{\text{эфф}}$ |
|--------------|-------------------|------------------|------------------|------------------|
| Натрий-24    | Все тело          | 0,63             | 11               | 0,6              |
| Фосфор-32    | Кости             | 14,3             | 1155             | 14,1             |
| Иод-131      | Щитовидная железа | 8                | 138              | 7,6              |
| Полоний-210  | Селезенка         | 138              | 60               | 42               |
| Плутоний-239 | Кости             | $8,9 \cdot 10^6$ | $7,3 \cdot 10^4$ | $7,2 \cdot 10^4$ |

Для оценки опасности внутреннего облучения важно знать предельно допустимое поступление (ПДП) данного изотопа в организм человека.

Исходными данными для расчета предельно допустимых поступлений радиоактивных веществ в воде и воздухе является знание критического органа для данного изотопа, который определяют экспериментальным путем, ставя опыты на животных, а также знание количества изотопа, который создает в критическом органе предельно допустимую лучевую нагрузку (см. табл. 9).

В табл. 11 для некоторых радиоактивных изотопов приведено их содержание в критическом органе, создающее в нем предельно допустимую дозу для категории облучения А.

Таблица 11

Содержание радиоактивных изотопов в органе, создающих предельно допустимую мощность дозы (категория А) [11]

| Изотоп      | Соединение    | Критический орган | Активность, мкюри   |
|-------------|---------------|-------------------|---------------------|
| Углерод-14  | Растворимый   | Жировая ткань     | $1,6 \cdot 10^3$    |
| Фосфор-32   | »             | Костная ткань     | 3,1                 |
| Кобальт-60  | Нерастворимый | Легкое            | 1,2                 |
| Стронций-90 | Растворимый   | Костная ткань     | 2,0                 |
| Иод-131     | »             | Щитовидная железа | 0,15                |
| Иридий-192  | Нерастворимый | Легкое            | 1,4                 |
| Цезий-137   | »             | »                 | 2,0                 |
| Радий-226   | Растворимый   | Костная ткань     | 0,1                 |
| Радий-226   | Нерастворимый | Легкое            | $7,6 \cdot 10^{-3}$ |

В качестве примера в табл. 12 приведены годовые предельно допустимые поступления (ПДП) для некоторых изотопов, регламентируемые «Основными нормами безопасности при защите от излучения», подготовленными МАГАТЭ [11].

Таблица 12

Предельно допустимые годовые поступления отдельных изотопов через органы дыхания [11]

| Изотоп      | ПДП, мкюри/год   |                     | Изотоп       | ПДП, мкюри/год      |                     |
|-------------|------------------|---------------------|--------------|---------------------|---------------------|
|             | Категория В      | Категория Б         |              | Категория А         | Категория В         |
| Углерод-14  | $8,7 \cdot 10^3$ | $8,7 \cdot 10^2$    | Иридий-192   | $6,4 \cdot 10^1$    | 6,4                 |
| Фосфор-32   | $1,8 \cdot 10^2$ | $1,8 \cdot 10^1$    | Полоний-210  | $5,0 \cdot 10^{-1}$ | $5,0 \cdot 10^{-2}$ |
| Кобальт-60  | $2,2 \cdot 10^1$ | 2,2                 | Плутоний-239 | $4,3 \cdot 10^{-3}$ | $4,3 \cdot 10^{-4}$ |
| Стронций-90 | 2,9              | $2,9 \cdot 10^{-1}$ |              |                     |                     |
| Цезий-137   | $3,6 \cdot 10^1$ | 3,6                 |              |                     |                     |

Для оперативного дозиметрического контроля используются предельно допустимые концентрации (ПДК) радиоактивных веществ в воде и воздухе.

Таблица 13

Предельно допустимые концентрации радиоактивных изотопов в воздухе, рассчитанные по данным ПДП

| Изотоп      | ПДК воздуха, кюри/л  |                      | Изотоп       | ПДК воздуха, кюри/л  |                      |
|-------------|----------------------|----------------------|--------------|----------------------|----------------------|
|             | Категория А          | Категория В          |              | Категория А          | Категория В          |
| Углерод-14  | $3,5 \cdot 10^{-9}$  | $1,2 \cdot 10^{-10}$ | Цезий-137    | $1,4 \cdot 10^{-11}$ | $4,8 \cdot 10^{-13}$ |
| Фосфор-32   | $7,2 \cdot 10^{-11}$ | $2,5 \cdot 10^{-12}$ | Иридий-192   | $2,6 \cdot 10^{-11}$ | $8,7 \cdot 10^{-13}$ |
| Кобальт-60  | $8,8 \cdot 10^{-12}$ | $3,0 \cdot 10^{-13}$ | Полоний-210  | $2 \cdot 10^{-13}$   | $7,0 \cdot 10^{-15}$ |
| Стронций-90 | $1,2 \cdot 10^{-12}$ | $4,0 \cdot 10^{-14}$ | Плутоний-239 | $1,7 \cdot 10^{-15}$ | $6,0 \cdot 10^{-17}$ |

Между ПДП и ПДК существует следующая связь:

$$\text{ПДК (кюри/л)} = \frac{10^{-6} \text{ПДП (мккюри)}}{Q (\text{л})},$$

где  $Q$  — количество вдыхаемого воздуха за 1 год или потребляемое количество воды.

Принято, что объем воздуха, вдыхаемого профессиональным работником (категория А), за время работы равен  $2500 \text{ м}^3/\text{год}$  ( $2,5 \cdot 10^6 \text{ л/год}$ ), а взрослым человеком из населения —  $7300 \text{ м}^3/\text{год}$  ( $7,3 \cdot 10^6 \text{ л/год}$ ). Потребляемое взрослым человеком количество воды, входящей в состав пищевых продуктов или принимаемой в виде жидкости, принимается равным  $800 \text{ л/год}$  [10, 11, 16].

Среднегодовые значения ПДК некоторых изотопов, рассчитанные по приведенной выше формуле, приведены в табл. 13; данные о ПДП взяты из норм МАГАТЭ [11].

В большинстве случаев вода и воздух могут быть загрязнены не одним, а группой каких-либо изотопов, например смесью продуктов деления урана. В этом случае ПДП в воде и воздухе могут быть определены по формуле:

$$\text{ПДП смесь} = \frac{\sum P_i}{\sum \frac{P_i}{\text{ПДП}_i}}.$$

Аналогично

$$\text{ПДК смесь} = \frac{\sum P_i}{\sum \frac{P_i}{\text{ПДК}_i}},$$

где  $\text{ПДП}_i$  — предельно допустимое поступление  $i$ -го изотопа в смесь,  $P_i$  — процентный вклад  $i$ -го изотопа (причем

раздельно для  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучателей);  $\text{ПДК}_i$  — предельно допустимая концентрация  $i$ -го изотопа в смеси. Если неизвестно относительное содержание каждого изотопа в смеси, то ПДК смеси отделяется по наиболее токсичному изотопу.

Для смеси изотопов неизвестного состава приняты следующие значения ПДК в воде и воздухе (табл. 14) [11].

Таблица 14

Предельно допустимые концентрации смеси изотопов неизвестного состава в воде и воздухе, кюри/л

| Излучатель | Питьевая вода      | Воздух             |                    |                    |
|------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
|            |                    | Категория А        | Категория В        | Категория С        |
| $\alpha$   | $5 \cdot 10^{-11}$ | $2 \cdot 10^{-15}$ | $2 \cdot 10^{-16}$ | $2 \cdot 10^{-17}$ |
| $\beta$    | $1 \cdot 10^{-11}$ | $3 \cdot 10^{-13}$ | $3 \cdot 10^{-14}$ | $3 \cdot 10^{-15}$ |

Следует иметь в виду, что для сопоставления возможного внутреннего облучения при работах с радиоактивными веществами в открытом виде они подразделяются по своей радиотоксичности на четыре группы.

Принадлежность к группе токсичности определяют в зависимости от ПДК радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений (категория А) [15, 16].

1-я группа радиотоксичности—ПДК в воздухе  $1 \cdot 10^{-13}$  кюри/л;

2-я группа—ПДК в воздухе  $1 \cdot 10^{-13}$  —  $1 \cdot 10^{-11}$  кюри/л;

3-я группа—ПДК в воздухе  $1 \cdot 10^{-11}$  —  $1 \cdot 10^{-9}$  кюри/л;

4-я группа—ПДК в воздухе более  $1 \cdot 10^{-9}$  кюри/л.

Очевидно, что такое разделение изотопов по радиотоксичности сделано для удобства оценки опасности при работе с тем или иным изотопом и носит в определенной мере условный характер.

В заключение настоящего раздела надо отметить, что при работах с радиоактивными веществами следует создавать такие условия труда, чтобы максимально снижать лучевое воздействие от внешних и внутренних источников ионизирующих излучений, даже если они не превышают установленных допустимых уровней.

# ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ РАБОЧИХ ПОВЕРХНОСТЕЙ И ТЕЛА

При работах с радиоактивными веществами, в особенности при проведении ремонтных работ, при ликвидации последствий разлива или протечек радиоактивных веществ из технологических систем (например, системы первого контура ядерного реактора), возможно загрязнение радиоактивными веществами рабочих поверхностей, а иногда рук и тела работающих. В этом случае радиоактивные вещества представляют опасность как источники внешнего облучения при загрязнении рук и тела. Кроме того, загрязненные поверхности и тело могут являться потенциальными источниками внутреннего облучения по двум причинам. Во-первых, при движении людей и выполнении различных работ в помещении, где пол, стены или оборудование загрязнены радиоактивными веществами, последние в виде пыли могут подниматься в воздух, создавая повышенные концентрации аэрозолей. Во-вторых, радиоактивные вещества могут проникать внутрь организма вследствие всасывания через загрязненную кожу; кроме того, нельзя не учитывать возможность попадания радиоактивных веществ в рот с загрязненных рук.

Если лучевую нагрузку на кожу довольно точно можно рассчитать, а значит, и установить допустимые уровни загрязнения, исходя только из внешнего фактора воздействия, то значительно сложнее оценить факторы внутреннего облучения, которые зависят от многих параметров. Действительно, доля радиоактивных веществ, которая может попасть в организм вследствие всасывания через кожу, зависит от состояния кожи данного индивидуума, физико-химических свойств веществ, находящихся на коже, влажности и температуры воздуха в помещении, характера выполняемой работы и т. д.

Точно так же коэффициент перехода радиоактивных веществ с загрязненных поверхностей в воздух, «коэффициент сдувки», зависит от многих факторов: характера и интенсивности проводимых работ в помещении, насыщенности помещения оборудованием, материала загрязненной поверхности и физико-химических свойств радиоактивных веществ, загрязнявших рабочие поверхности, кратности обмена воздуха и т. д. Еще большая неопределенность и трудность состоят в оценке коэффициента переноса радиоактивных веществ внутрь организма через рот с загрязненных рук; этот коэффициент в определенном смысле является скорее субъективным.

В качестве примера отметим, что доля плутония, всасываемого через кожу, изменяется в пределах  $1,8 \cdot 10^{-3}$ — $5 \cdot 10^{-5}$  (0,18—0,005%) [17]. Для наиболее радиотоксичного изо-

топа  $\text{Sr}^{90}$  этот коэффициент составляет  $3 \cdot 10^{-2}$ — $4 \cdot 10^{-3}$  (3—0,4%) [18]. Коэффициент сдувки (доля радиоактивных веществ, переходящая с загрязненных поверхностей в воздух рабочего помещения) колеблется от  $10^{-5}$  до  $10^{-3}$  [19], т. е. с единицы поверхности в единицу объема переходит примерно от тысячных до десятых долей процента активности. Что же касается перехода радиоактивных веществ в желудочно-кишечный тракт через рот с загрязненных рук, то этот коэффициент условно принято считать равным не более 10%.

Ввиду большой неопределенности в значениях коэффициентов перехода с загрязненных поверхностей в воздух и внутрь организма, а также в значениях коэффициентов всасывания через кожу, при установлении допустимых уровней загрязнения поверхностей и тела учитывали наиболее неблагоприятные условия, т. е. принимали максимальные значения коэффициентов перехода. Кроме того, эти нормы имеют значительную гарантию по безопасности, поскольку при работах в загрязненных помещениях обязательно используются средства защиты органов дыхания; работы проводятся в спецодежде и перчатках, что значительно уменьшает вероятность загрязнения тела (см. гл. 4).

В табл. 15 и 16 приведены допустимые уровни загрязнения рабочих поверхностей, тела и одежды для профессиональных условий.

Таблица 15

Допустимые уровни загрязнения (част./мин со  $150 \text{ см}^2$ )  
рабочих поверхностей и оборудования

| Излучатель                                                        | Помещение постоянного пребывания людей | Ремонтная зона (II зона)    |
|-------------------------------------------------------------------|----------------------------------------|-----------------------------|
| Pu—Th . . . . .                                                   | 500                                    | 2500                        |
| Другие $\alpha$ -излучатели . . . . .                             | 2000                                   | 10 000                      |
| $\beta$ -Активные изотопы с наивысшей радиотоксичностью . . . . . | 25 000                                 | 100 000                     |
| Другие $\beta$ -излучатели (кроме окиси трития) . . . . .         | 50 000                                 | 250 000                     |
| Окись трития . . . . .                                            | $0,2 \text{ мккюри/150 см}^2$          | $1 \text{ мккюри/150 см}^2$ |

Очевидно, что уровни загрязненности поверхностей и рук следует устанавливать только для профессиональных условий, ибо там, где не ведутся работы с радиоактивными веществами, недопустимо какое-либо загрязнение.

В отличие от санитарных правил, принятых в 1960 г. [15], сейчас не регламентируются уровни загрязнения рук

и спецодежды до и после очистки, так как это не имеет особого практического смысла. Кожные покровы следует очищать до фоновых величин. Точно так же белье и спецодежду надо очищать до минимально возможных уровней. Однако когда

Таблица 16  
Допустимые уровни загрязнения (част./мин  
со 150 см<sup>2</sup>)\* спецодежды и рук

| Объект загрязнения                                                                | α-Излуча-<br>тель | β-Излуча-<br>тель |
|-----------------------------------------------------------------------------------|-------------------|-------------------|
| Руки . . . . .                                                                    | 100               | 5000              |
| Белье и полотенца . . . .                                                         | 100               | 5000              |
| Внутренняя поверхность ли-<br>цевых частей средств ин-<br>дивидуальной защиты . . | 100               | 5000              |
| Основная спецодежда (ком-<br>бинезоны, халаты) . . . .                            | 500               | 25 000            |
| Перчатки, внутренняя по-<br>верхность . . . . .                                   | 100               | 5 000             |
| То же, наружная поверх-<br>ность . . . . .                                        | 2500              | 100 000           |
| Дополнительные средства<br>индивидуальной защиты,<br>внутренняя поверхность       | 500               | 25 000            |
| То же, наружная поверх-<br>ность . . . . .                                        | 2500              | 100 000           |

\* Поскольку при работах с радиоактивными веществ-  
ами чаще всего загрязняются руки, в целях удобства из-  
мерения и повышения чувствительности прибора площадь  
датчика прибора для измерения уровня загрязненности  
обычно делают равной площади ладони, т. е. 150 см<sup>2</sup>, и  
соответственно к этой площади относят уровни загрязнен-  
ности поверхностей.

это сделать невозможно, то допускается использование спец-  
одежды, уровни загрязнения которой не превышают величин,  
указанных в табл. 16. Загрязнение личной одежды не допус-  
кается. При этом следует иметь в виду, что если на поверх-  
ности активность фиксирована (т. е. не отмывается обычными  
средствами), то она представляет меньшую опасность, чем  
если она не фиксирована (например, еще не стиранный спец-  
одежда). В первом случае переход активности в воздух, на  
тело, а следовательно, возможность попадания внутрь орга-  
низма менее вероятны, чем во втором случае.

Точно так же представляется вполне оправданным диффе-  
ренцированный подход к установлению уровней загрязне-  
ния поверхностей для различных помещений с учетом, что

эти нормы взяты с большим запасом. Действительно, во вто-  
рой зоне (см. гл. 6), где ведутся ремонтные работы и рабочие  
снабжены специальной спецодеждой, дополнительными сред-  
ствами индивидуальной защиты, респираторами, проходят  
обязательную санобработку, нет необходимости так жестко  
регламентировать уровни загрязненности поверхностей, как  
в помещениях, например, обычных радиохимических лабора-  
торий II и III класса, где более вероятна возможность рас-  
пространения веществ за пределы рабочих помещений. Вместе  
с тем менее жесткая регламентация уровней загрязнения в  
первом случае и наличие жесткого контроля на выходе из  
зоны исключают, с одной стороны, возможность распростра-  
нения радиоактивных веществ за пределами зоны и вместе  
с тем расширяют возможности проведения ремонтных ра-  
бот.

В заключение настоящей главы следует отметить, что иног-  
да возможно одновременное воздействие нескольких радиа-  
ционных факторов, например внешнее облучение γ-квантами  
и нейтронами, а также наличие радиоактивных аэрозолей  
в воздухе рабочих помещений. В этом случае суммарная доза  
от всех видов воздействий не должна превышать одной пре-  
дельно допустимой дозы, отнесенной к критическому органу.

## ГЛАВА 5.

### НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ ДОЗИМЕТРИИ ПРОНИКАЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

#### МЕТОДЫ РЕГИСТРАЦИИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Для оценки радиационной обстановки в местах, где ведут-  
ся работы с радиоактивными веществами, необходимы при-  
боры, которые могли бы регистрировать уровень радиации.  
Принцип действия любого прибора, предназначенного для  
регистрации проникающих излучений, состоит в измерении  
эффектов, возникающих в процессе взаимодействия излуче-  
ния с веществом.

Наиболее распространенным до сих пор является иониза-  
ционный метод регистрации, основанный на измерении не-  
посредственного эффекта взаимодействия излучения с ве-  
ществом, т. е. степени ионизации среды, через которую про-  
шло излучение. Другие методы регистрации основаны на  
измерении вторичных эффектов, обусловленных ионизацией

(почернение фотографической пленки, свечение некоторых веществ под воздействием излучения, изменение химических или физических свойств веществ).

Рассмотрим подробнее некоторые методы регистрации проникающих излучений, которые находят сейчас практическое применение.

### Ионизационный метод

На рис. 23 приведена схема ионизационной камеры, представляющей собой воздушный конденсатор, состоящий из двух заряженных пластинок  $A$  и  $B$ , на которые подается некоторое напряжение от батареи  $B$ . В отсутствие источника излучения воздух является изолятором, и ток через конденсатор не проходит. Если на слой воздуха между электродами воздействовать радиоактивным излучением, то в газе образуются ионы, которые под действием электрического поля начнут перемещаться к пластинам, и стрелка гальванометра  $G$  покажет, что в цепи возник электрический ток.

На рис. 24 показана кривая, выражающая зависимость силы ионизационного тока  $i$  от напряжения  $V$ , приложенного к пластинам конденсатора. Эта кривая называется вольт-амперной характеристикой воздушного конденсатора. Если напряжение невелико, то за время перемещения к заряженным пластинам часть ионов успеет рекомбинировать. С увеличением напряжения вероятность рекомбинации уменьшается, а следовательно, возрастает сила ионизационного тока.

Начиная с некоторого напряжения  $V_n$  все ионы, образованные излучением, будут доходить до пластин конденсатора, и при увеличении напряжения ионизационный ток не возрастает. Область напряжений от  $V_n$  до  $V_k$ , в которой сила ионизационного тока остается постоянной, называется областью насыщения, а сила ионизационного тока, проходящего при этом через воздушный конденсатор, — током насыщения. Измерив силу ионизационного тока в области насыщения  $i$ , легко определить число образованных излучением в 1 сек пар ионов, а значит, и мощность дозы излучения:

$$i = n_0 e, \quad (44)$$

где  $e$  — заряд электрона ( $e = 4,8 \cdot 10^{-10}$  СГСЭ  $= 1,6 \cdot 10^{-19}$  К).

Если напряжение превысит  $V_k$ , то ионизационный ток снова начнет возрастать в результате того, что электроны, образованные излучением в процессе ионизации, при своем движении к пластине, заряженной положительно, приобре-

тут энергию, достаточную для того, чтобы самим производить ионизацию. Этот процесс называется ударной ионизацией. Чем больше напряжение, тем большую энергию приобретают электроны, и следовательно, тем большее число пар ионов они создают в процессе ударной ионизации.

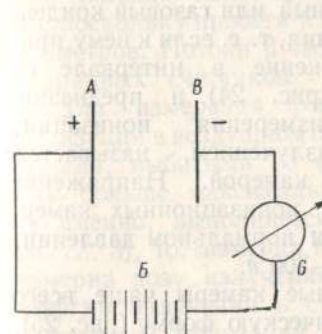


Рис. 23. Схема включения ионизационной камеры.

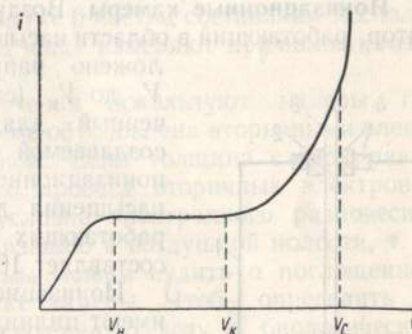


Рис. 24. Вольт-амперная характеристика воздушного конденсатора.

В области напряжений от  $V_k$  до  $V_c$  существует строгая пропорциональность между числом пар ионов  $n_0$ , образованных в 1 сек под действием первичного излучения, и общим числом пар ионов  $n$ , образованных в 1 сек в газовом объеме:

$$n = kn_0; \quad (45)$$

$k$  — постоянная при данном напряжении величина, которая называется коэффициентом газового усиления и показывает, во сколько раз общее число пар ионов, созданных в газовом промежутке с учетом ударной ионизации, больше числа пар ионов, образованных первичным излучением. Поскольку сила ионизационного тока равна произведению общего числа пар ионов  $n$  в газовом промежутке на заряд каждого иона  $e$ , имеем с учетом выражения (45)

$$i = kn_0 e. \quad (46)$$

Таким образом, и в этом случае, измерив силу ионизационного тока  $i$  и зная коэффициент газового усиления  $k$ , можно определить число образованных пар ионов, а значит, и мощность дозы излучения.

Продолжим рассмотрение вольт-амперной характеристики, приведенной на рис. 24. Если напряжение между пластинами станет больше  $V_c$ , то достаточно возникновения одной

пары ионов в газовом промежутке, чтобы между пластинами возник ток, причем его сила не зависит от первоначальной ионизации. В этом случае, если через наш конденсатор пройдет хотя бы одна ионизирующая частица, она вызовет возникновение разряда между пластинами, а следовательно, будет зарегистрирована.

**Ионизационные камеры.** Воздушный или газовый конденсатор, работающий в области насыщения, т. е. если к нему приложено напряжение в интервале от  $V_n$  до  $V_k$  (см. рис. 24), и предназначенный для измерения ионизации, создаваемой излучением, называется ионизационной камерой. Напряжение насыщения для ионизационных камер, работающих при нормальном давлении, составляет 100—300 в.

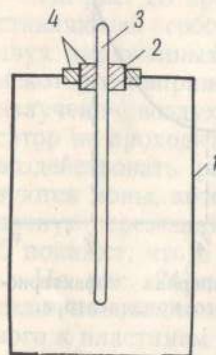


Рис. 25. Схема ионизационной камеры.

Ионизационные камеры чаще всего имеют цилиндрическую форму (рис. 25). Корпус 1 ионизационной камеры заземляют, а на стержень 3, называемый центральным электродом, подают положительный потенциал. Для уменьшения утечки между стержнем и корпусом введено охрannое кольцо 2, укрепленное на изоляторах 4, обладающих большим сопротивлением (ян-

тарь, полистирол и др.). Потенциал охрannого кольца примерно равен потенциалу центрального электрода.

Ионизационные токи, создаваемые в камерах, даже при облучении в больших дозах чрезвычайно малы (порядка  $10^{-12}$ — $10^{-11}$  а). Например, при мощности дозы 100 мкр/сек (большей в 125 раз предельно допустимой мощности дозы) ионизационный ток в камере объемом в 1 л равен примерно  $3,3 \cdot 10^{-11}$  а. Такие токи непосредственно не могут быть измерены обычным прибором, поэтому они предварительно усиливаются специальными радиотехническими устройствами.

Поскольку при помощи ионизационных камер можно измерить ионизацию, производимую излучением в некотором объеме, их обычно используют для измерения дозы различного вида излучений.

Для измерения дозы, создаваемой потоком, например,  $\alpha$ -частиц, необходимо, чтобы весь пробег частиц укладывался в объеме камеры. В этом случае вся энергия  $\alpha$ -частиц будет израсходована на ионизацию в объеме камеры. Измерив ионизационный ток, можно определить дозу, создаваемую ис-

точником  $\alpha$ -частиц. Чтобы исключить поглощение  $\alpha$ -частиц стенками камеры, делают очень тонкие окошки для впуска  $\alpha$ -частиц в ионизационную камеру или измеряемые  $\alpha$ -активные препараты помещают внутрь камеры.

Очевидно, что измерять дозу, создаваемую  $\beta$ -частицами при помощи ионизационной камеры, практически неудобно, поскольку пробеги в воздухе  $\beta$ -частиц составляют несколько метров. Потоки  $\beta$ -частиц чаще измеряют при помощи газоразрядных счетчиков.

Для измерения  $\gamma$ -излучения используют камеры, где ионизация в воздушном объеме обусловлена вторичными электронами, выбитыми из стенок. Если толщина стенок равна или больше максимального пробега вторичных электронов (а именно, выполняется условие электронного равновесия, см. гл. 3), то, измерив ионизацию в воздушной полости, т. е. измерив дозу излучения, мы можем судить о поглощенной энергии излучения в стенке камеры. Чтобы определить по измеренной ионизации поглощенную дозу в биологической ткани, стенку камеры следует делать из материала с атомным номером, близким к атомному номеру биологической ткани. Такими материалами служат плексиглас, резит, полистирол. Стенки ионизационной камеры, изготовленной из изоляционного материала, изнутри покрывают проводящим слоем акавадага.

Чем больше объем ионизационной камеры, тем больше пар ионов образуют вторичные электроны в воздушном объеме камеры. Поэтому для измерения малых доз излучения применяют сравнительно большие камеры объемом 0,5—5 л, для измерения больших доз — малые камеры объемом в несколько кубических сантиметров, а иногда даже долей кубического сантиметра.

Ионизационная камера может быть использована для измерения тепловых нейтронов. Для этого ионизационную камеру надо окружить кадмием. Известно, что слой кадмия толщиной 0,5—1 мм практически полностью поглощает поток тепловых нейтронов любой интенсивности. В результате захвата тепловых нейтронов ядрами кадмия испускаются  $\gamma$ -кванты. Отградуировав камеру соответствующим образом, можно судить по дозе, создаваемой  $\gamma$ -излучением, о дозе или потоке тепловых нейтронов.

Чтобы измерить поглощенную дозу быстрых нейтронов, надо подобрать материал стенок ионизационной камеры таким образом, чтобы атомный состав был близким к атомному составу биологической ткани. Поглощенная доза измеряется по той ионизации, которую создают в воздушной полости

камеры ядра отдачи, образованные в стенках камеры нейтронами.

**Пропорциональные счетчики.** Если на электроды ионизационной камеры подать напряжение в области значений  $V_k - V_c$  (см. рис. 24), то сила ионизационного тока возрастет за счет ударной ионизации. Как указывалось выше, в этой области напряжений существует строгая пропорциональность между числом пар ионов, образованных излучением, и силой ионизационного тока. Ионизационные приборы, работающие в этой области напряжений, называются пропорциональными

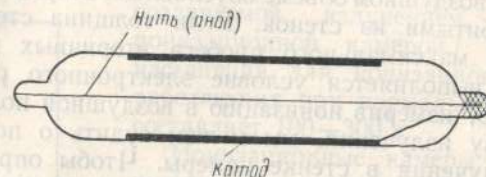


Рис. 26. Схема цилиндрического счетчика Гейгера—Мюллера.

счетчиками. Коэффициент газового усиления  $k$  обычно имеет значение от 1 до 10 000. Это позволяет измерять менее интенсивное излучение.

Пропорциональные счетчики обычно бывают цилиндрическими или плоскими. Положительным электродом служит тонкая металлическая нить. Эти счетчики чаще всего используют для регистрации  $\alpha$ -излучения.

**Счетчики Гейгера — Мюллера.** Рассмотрим механизм возникновения разряда в газовом промежутке при условии, что разность потенциалов  $> V_c$  (см. рис. 24).

Ионизационные приборы, работающие в этой области, называются счетчиками Гейгера — Мюллера. Они состоят из проводящего цилиндра и тонкой нити толщиной 0,1—0,2 мм, натянутой по оси цилиндра и изолированной от него. По конструкции счетчики разделяют на цилиндрические (рис. 26) и торцовые (рис. 27). В торцовом счетчике второй конец нити не закреплен и заканчивается маленьким стеклянным шариком. С одной стороны торец счетчика закрывают тонким слюдяным окошком толщиной не более 5 мг/см<sup>2</sup>, чтобы  $\beta$ -частицы могли попасть внутрь счетчика. Счетчики наполняют в большинстве случаев газовой смесью, состоящей из аргона (90%) и метилалла или изопентана (10%). На нить счетчика подается обычно положительный потенциал порядка 800—1000 в, а цилиндр заземляется. Счетчики, наполненные спе-

циальными парами (галогенные счетчики), работают при меньших потенциалах (порядка 300—400 в).

Пусть заряженная частица ( $\alpha$  или  $\beta$ ) образует хотя бы одну пару ионов в объеме счетчика. По мере приближения к нити, где напряженность электрического поля сильно возрастает, электрон ускоряется и образует большое число вторичных электронов за счет ударной ионизации. Вторичные электроны, ускоряясь, в свою очередь производят ионизацию. За очень короткий промежуток времени (примерно  $10^{-7}$  сек) образуется огромное число пар ионов (порядка  $10^6$ ). Отрицательные ионы (электроны) уходят на нить, а положительные движутся к цилиндру. В результате в счетчике возникает импульс тока, который прекращается после того, как положительные ионы дойдут до цилиндра и там нейтрализуются. Время, в течение которого прекращается импульс тока, равно около  $10^{-4}$  сек. Таким образом, счетчик способен зарегистрировать 10 000 *част/сек*. Для регистрации импульсов тока, а следовательно, и числа частиц счетчики подключают к специальным радиотехническим устройствам, усиливающим эти импульсы.

Счетчики Гейгера — Мюллера используют для регистрации  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов, но чаще всего для регистрации  $\beta$ -частиц. В счетчиках для излучения  $\gamma$ -квантов регистрация фотонов происходит в основном за счет ионизации вторичными электронами, вырывающимися из катода (цилиндра счетчика).

### Люминесцентный метод

Известно, что излучение любого вида, проходя через вещество, производит ионизацию и возбуждение атомов и молекул. Переход атома или молекулы из возбужденного состояния в невозбужденное происходит с испусканием квантов видимого или ультрафиолетового излучения. Ввиду того что у большинства твердых и жидких веществ существует сильное взаимодействие между отдельными атомами и молекулами, энергия возбуждения одного атома передается другим

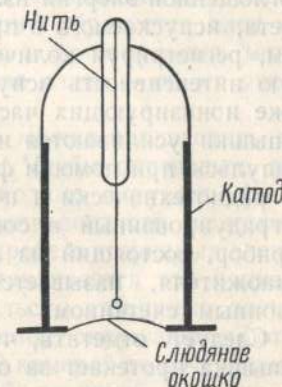


Рис. 27. Схема торцового счетчика.

атомам, прежде чем произойдет испускание света. В результате энергия возбуждения превращается в энергию движения молекул, т. е. тепло. Однако имеются органические и неорганические вещества (антрацен, стильбен, сернистый цинк, нафталин и др.), у которых более вероятно испускание света при переходе в невозбужденное состояние. Это явление носит название люминесценции. Очевидно, чем больше величина поглощенной энергии излучения, тем больше и интенсивность света, испускаемого в процессе люминесценции. Таким образом, регистрируя количество световых вспышек или суммарную интенсивность испускаемого света, можно судить о потоке ионизирующих частиц или о дозе излучения. Световые вспышки усиливаются и трансформируются в электрические импульсы при помощи фотоумножителей, а затем усиливаются радиотехнически и подаются на регистрирующий прибор, отградуированный в соответствующих единицах измерения. Прибор, состоящий из люминесцирующего вещества и фотоумножителя, называется люминесцентным или сцинтилляционным счетчиком.

Следует отметить, что у некоторых веществ световая вспышка протекает за очень короткий промежуток времени, т. е. практически в момент прохождения излучения через люминофор (сцинтиллятор) в основном вся энергия возбуждения испускается в виде света. Это явление называют флуоресценцией.

Однако существуют люминофоры, у которых испускается очень небольшая доля светового излучения в момент прохождения частицы. Большая часть энергии, израсходованной излучением на возбуждение атомов и молекул люминофора, сохраняется довольно длительное время (несколько дней). Эта энергия возбуждения может быть испущена в любое время при облучении (стимулировании) люминофора инфракрасным или видимым светом. Такое явление в отличие от флуоресценции носит название фосфоресценции. Люминесцирующие вещества, способные накапливать энергию возбуждения, называются вспышечными фосфорами. Поскольку вспышечные фосфоры могут испускать свет только после дополнительного стимулирования, их удобно использовать в дозиметрии для измерения суммарной дозы излучения, полученной за определенный промежуток времени.

Вследствие усовершенствования технологии приготовления различных люминофоров, а также создания высокочувствительных фотоумножителей люминесцентные методы дозиметрии находят все более широкое практическое применение.

## Фотографический метод

При воздействии излучения на фотографическую пленку или пластинку в результате ионизации в фотоэмульсии происходят фотохимические процессы, вследствие которых после проявления выделяется металлическое серебро в тех местах, где произошло поглощение излучения. Если облучить фотоэмульсию сильно ионизирующими частицами ( $\alpha$ -частицы или протоны), то вдоль их траектории образуется след от проявленных зерен. По числу следов в фотоэмульсии можно судить о числе частиц, а по длине следа — об их энергии.

Регистрацию  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов можно производить по суммарному почернению фотопленки. Чтобы определить дозу, создаваемую  $\gamma$ -излучением, необходимо окружить фотопленку слоем воздуха или тканезквивалентного вещества, толщина которого равна или больше пробега вторичных электронов. Почернение фотопленки обуславливается той ионизацией, которую производят в фотоэмульсии вторичные электроны, образованные  $\gamma$ -излучением в слое, окружающем фотопленку. По аналогии с ионизационной камерой по почернению пленки можно судить о поглощенной энергии, а следовательно, и о поглощенной дозе в окружающем слое.

Окружив фотопленку слоем кадмия, можно измерить дозу или поток тепловых нейтронов по почернению, которое обусловлено  $\gamma$ -излучением, испускаемым в результате захвата тепловых нейтронов ядрами кадмия.

Поток быстрых нейтронов можно определить по числу следов, образованных в эмульсии протонами отдачи. В некоторых случаях в фотоэмульсию добавляют различные вещества, ядра которых, захватывая тепловые нейтроны, испускают заряженные частицы ( $\alpha$ -частицы, протоны) в результате тех или иных ядерных реакций. Определив число следов, образованных заряженными частицами, и зная сечение реакции, т. е. вероятность захвата нейтронов данной энергии ядрами вещества, включенными в эмульсию, можно установить поток нейтронов.

Фотографический метод сейчас широко применяется в различных исследованиях ядерных процессов. Несмотря на меньшую точность этого метода по сравнению с другими методами регистрации, его удобство состоит в том, что фотографическая пленка портативна, ее можно поместить в труднодоступные места, а также использовать для регистрации очень редких явлений. В дозиметрии фотографический метод широко используется для контроля дозы  $\gamma$ -излучения, полученной отдельным работником.

В последние годы широкое применение нашли мощные источники излучения для экспериментальных целей, в частности для ускорения протекания химических реакций, полимеризации, стерилизации перевязочных материалов и лекарственных препаратов, дезинсекции зерна и др. В связи с этим возникла задача измерения очень больших доз излучения, порядка сотен тысяч и миллионов рентген. Описанные выше методы регистрации излучений весьма чувствительны и непригодны для измерения больших доз. Наиболее удобными для этих целей оказались различные химические системы, в которых под воздействием излучения происходят те или иные изменения, например окрашивание растворов и твердых тел, осаждение коллоидов, выделение газов из соединений. В настоящее время разработано несколько химических методов дозиметрии, наиболее распространенными из них является окисление соединений двухвалентного железа до трехвалентного, восстановление ионов четырехвалентного церия в трехвалентный и др. Разрабатываются и начинают применяться для измерения больших доз различные стекла, которые меняют свою окраску под воздействием излучения.

## ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ПРИБОРЫ И ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ

Безопасность работы с радиоактивными веществами и источниками излучения можно обеспечить, организовав систематический дозиметрический контроль за уровнями внешнего и внутреннего облучения обслуживающего персонала, а также за уровнем радиации в окружающей среде. Дозиметрический контроль является одним из существенных узлов системы радиационной безопасности. Очевидно, что объем дозиметрического контроля (количество и типы дозиметров, а также система их размещения в служебных помещениях и частота замеров уровня радиации) зависит от характера работы с радиоактивными веществами. Если работа проводится с закрытыми источниками радиации (при гамма-дефектоскопии или гамма-терапии), то достаточно ограничиться измерением дозы  $\gamma$ -излучения (и нейтронов, если имеются источники нейтронов) в основных и вспомогательных помещениях, на рабочих местах постоянного и временного пребывания обслуживающего персонала. При проведении работ с открытыми радиоактивными веществами, например в горячих лабораториях, а также на ядерных реакторах, где возможны протечки радиоактивных веществ из

системы первого контура или появление радиоактивных газов и аэрозолей, помимо измерения уровней внешних потоков радиации необходимо также проводить контроль уровней загрязненности воздуха и рабочих поверхностей радиоактивными веществами в рабочих и смежных помещениях, а также уровня загрязненности рук и одежды работающих.

Кроме того, весь обслуживающий персонал, имеющий контакт с радиоактивными веществами, должен быть снабжен индивидуальными дозиметрами для контроля дозы  $\gamma$ -излучения, получаемой каждым работником. Для осуществления дозиметрического контроля необходимо наличие дозиметрической аппаратуры, которую можно разделить на следующие основные группы: 1) приборы доз измерения внешних потоков излучения; 2) приборы для измерения активности воздуха; 3) приборы для измерения уровней загрязненности поверхностей, спецодежды, рук; 4) приборы для индивидуального дозиметрического контроля.

В последующих разделах в качестве иллюстрации даны описания некоторых типов дозиметрических приборов, которые в настоящее время используются на практике.

## Приборы для измерения $\gamma$ -излучения и нейтронов

Все дозиметрические приборы, применяемые для измерения  $\gamma$ -излучения, принципиально мало отличаются друг от друга и состоят из датчика, представляющего собой ионизационную камеру с первым каскадом усиления, и измерительного блока, включающего усилитель постоянного тока, блок питания и измерительный прибор. Дозиметры могут быть как переносного, так и стационарного типа. Датчики стационарных дозиметров устанавливаются в помещениях, где постоянно ведутся работы с радиоактивными веществами и возможно неожиданное повышение уровня  $\gamma$ -фона, а измерительный пульт располагается на центральном дозиметрическом пульте. Эти дозиметры снабжены звуковым или световым сигнализатором дозы, который срабатывает при превышении заданного уровня радиации.

Наиболее распространенными дозиметрическими установками стационарного типа являются установки УСИТ-1, УСИТ-2, УСИД-12, выпускаемые нашей промышленностью [20]. Установки комплектуются набором датчиков, располагаемых в рабочих помещениях, и пультом, по которому можно в любой момент определить мощность дозы излучения в месте расположения датчика. Кроме того, они снабжены устройством для сигнализации о превышении заданного уровня  $\gamma$ -фона. Например,

в установке УСИТ-2 есть два типа датчиков: один из них имеет диапазон измерения мощности дозы  $\gamma$ -излучения  $1 \cdot 10^{-2} \div 3$  мкр/сек, порог срабатывания сигнального устройства может быть задан в интервале  $0,5 \div 3$  мкр/сек. Диапазон измерения другого типа датчика  $0,3 \div 1 \cdot 10^3$  мкр/сек, порог срабатывания сигнального устройства  $1,5 \div 1 \cdot 10^3$  мкр/сек. В комплект установки УСИТ-1 входит датчик для измерения концентрации  $\beta$ -активных газов в диапазоне  $10^{-9} \div 10^{-7}$  кюри/л. Датчики установок типа УСИТ могут быть размещены на расстоянии до 200 м от пульта. В качестве иллюстрации на рис. 28 представлена установка УСИД-12.

Наиболее распространенным прибором переносного типа для измерения мощности дозы  $\gamma$ -излучения в рабочих помещениях является микрорентгенометр типа ПМР-1 (рис. 29). Датчиком служит ионизационная камера объемом 1 л, смонтированная в одном кожухе с радиотехнической схемой и измерительным пультом. Питание батарейное. Диапазон измерений  $0,5 \div 5000$  мкр/сек.

В некоторых случаях для измерения уровня  $\gamma$ -излучения, а также потока  $\beta$ -частиц используют приборы, датчиком которых является газоразрядный или сцинтилляционный счетчик. Такие приборы называются радиометрами. Несмотря на то, что радиометры обладают значительно меньшей точностью, чем дозиметры, они более чувствительны, что позволяет производить измерения очень малых доз излучения. Радиометры большей частью используются как поисковые приборы. В качестве примера на рис. 30 и 31 показан общий вид портативного поискового радиометра типа СРП-2 и радиометра карманного типа РК-0,1. Датчиком радиометра типа СРП-2 служит сцинтилляционный счетчик; диапазон измерений  $2 \div 1250$  мкр/ч, питание батарейное. Радиометр предназначен для обнаружения радиоактивных веществ. Датчиком радиометра РК-0,1 служат галогенные счетчики типа СТС-5, СИ1БГ и СИ2БГ; питание батарейное, вес 650 г, диапазон измерений по  $\gamma$ -излучению до 1000 мкр/сек, по  $\beta$ -излучению — до 250  $\beta$ -част/(см<sup>2</sup>·сек). Преимущество прибора — малые габариты (в радиотехнической схеме использованы полупроводниковые триоды). Прибор используется для измерения уровня  $\beta$ - и  $\gamma$ -радиации в рабочих помещениях, установления нарушения целостности защиты и т. д.

Потоки тепловых нейтронов могут быть измерены любым из описанных дозиметров, на датчики которых надеваются кадмиевые чехлы. При этом надо проводить два измерения: измерение без чехла дает дозу  $\gamma$ -излучения, а с чехлом — дозу  $\gamma$ -излучения и тепловых нейтронов. По разности показаний можно оп-

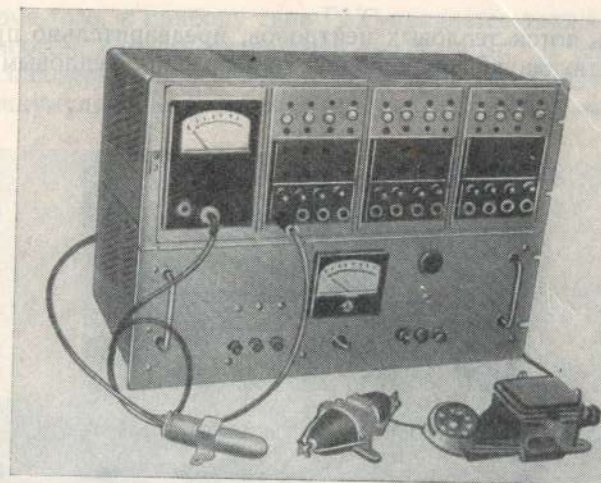


Рис. 28. Сигнально-измерительная дозиметрическая установка УСИД-12.



Рис. 29. Портативный микрорентгенометр ПМР-1.

ределить поток тепловых нейтронов, предварительно проведя соответствующую градуировку прибора по тепловым нейтронам.

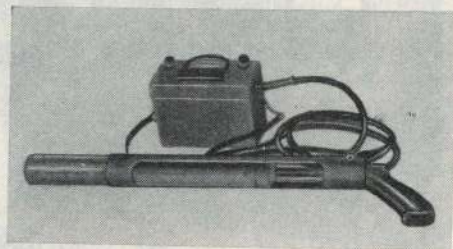


Рис. 30. Портативный поисковый радиометр типа СРП-2.

В заключение следует сказать несколько слов об универсальном радиометре типа РУС, который позволяет измерять дозу нейтронов любого спектрального состава, в том числе и промежуточных нейтронов. Этот прибор имеет датчики, позво-



Рис. 31. Радиометр карманный типа РК-0,1.

ляющие измерять мощность дозы  $\gamma$ -излучения, потоки быстрых и тепловых нейтронов, уровень загрязненности поверхностей  $\alpha$ - и  $\beta$ -радиоактивными веществами при наличии  $\gamma$ -фона до 40 мкр/сек (рис. 32) [21].

Кроме того, к прибору типа РУС придается также датчик, позволяющий оценить активность зубов по  $\text{Sr}^{90}$  и тем самым судить о содержании этого изотопа в организме. Питание прибора аккумуляторное; вес прибора без датчиков 5 кг.

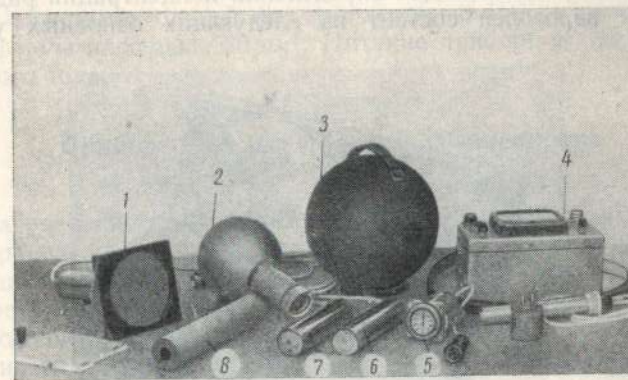


Рис. 32. Универсальный сцинтилляционный радиометр РУС-7:

1 — датчик для измерения загрязненности поверхностей  $\beta$ -активными веществами; 2 — замедлитель, который надевается на радиометр 6 при измерении потока быстрых и промежуточных нейтронов; 3 — замедлитель для измерения с радиометром 6 мощности дозы нейтронов смешанного спектра; 4 — измерительный пульт прибора (в пульт вмонтирован газоразрядный счетчик СИ-10 БГ для измерения мощности дозы  $\gamma$ -излучения); 5 — электромеханический счетчик; 6 — радиометр; 7 — датчик для измерения тепловых нейтронов; 8 — кадмиевый чехол.

### Измерение загрязненности воздушной среды радиоактивными аэрозолями

Вследствие того что предельно допустимые концентрации загрязненности воздуха рабочих помещений радиоактивными аэрозолями очень малы, нельзя непосредственно определить активность аэрозолей в воздухе каким-либо датчиком. Поэтому приходится концентрировать аэрозоли из воздуха на малой поверхности различных фильтров. Зная объем пропущенного через фильтр воздуха и определив активность аэрозолей, осажденных на фильтре, можно установить концентрацию аэрозолей в воздухе. В качестве фильтров можно использовать фильтровальную бумагу, вату, специальные бензольные фильтры и др. Одним из лучших фильтров является ткань марки ФП-15А, которая практически полностью улавливает аэрозоли, т. е. обладает малым коэффициентом проскока и имеет малую толщину. Фильтры из ткани марки ФП-15А выпуска-

ются двух размеров: с диаметрами рабочих поверхностей 18 и 48 мм и полными диаметрами 32 и 70 см. Оптимальная скорость прокачки для этих фильтров равна  $1 \text{ л / (мин} \cdot \text{см}^2)$ , в этом случае коэффициент проскока минимален.

Любая установка для определения концентрации радиоактивных аэрозолей состоит из следующих основных узлов:



Рис. 33. Переносная установка РВ-4 для измерения концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе.

датчика с фильтром, прибора для измерения скорости прокачки воздуха, устройства для прокачивания воздуха и счетной установки для определения абсолютной активности, аэрозолей, осажденных на фильтр.

Стационарным прибором для непрерывного измерения концентрации  $\alpha$ - $\beta$ -радиоактивных аэрозолей является аэрозольный радиометр АРС-2, имеющий четыре датчика. Диапазон измерения концентрации  $\alpha$ -активных аэрозолей  $10^{-14}$  —  $10^{-11}$  кюри/л с возможностью расширения диапазона ст  $2 \cdot 10^{-15}$  до  $2 \cdot 10^{-10}$  кюри/л. Диапазон измерения  $\beta$ -активных аэрозолей  $10^{-13}$  —  $10^{-10}$  кюри/л с возможностью расширения диапазона от  $2 \cdot 10^{-14}$  до  $2 \cdot 10^{-9}$  кюри/л. Прибор снабжен устройством для сигнализации превышения заданного уровня

концентрации радиоактивных аэрозолей в рабочих помещениях [20].

В качестве переносного прибора для измерения концентрации  $\alpha$ - и  $\beta$ -активных аэрозолей используется установка РВ-4 (рис. 33). Аэрозоли осаждаются на аналитический фильтр ФПА-15 прямоугольной формы площадью  $150 \text{ см}^2$  или круглой формы площадью  $20 \text{ см}^2$ . Питание прибора от сети переменного тока.

### Приборы для измерения загрязненности поверхностей

Загрязненность поверхностей радиоактивными веществами измеряется числом  $\alpha$  или  $\beta$ -частиц, испускаемых с определенной площадки загрязненной поверхности. Это удобно, поскольку не требует введения поправки на обратное рассеяние и на самопоглощение  $\alpha$ - или  $\beta$ -частиц в активном слое загрязненной поверхности, которые очень трудно учесть. В то же время при



Рис. 34. Универсальный радиометр типа ТИСС для измерения загрязненности поверхностей, рук и одежды  
1 — датчик ТГ для измерения загрязненности  $\beta$ -,  $\gamma$ -активными веществами; 2 — измерительный пульт; 3 — датчик ТЮ для измерения загрязненности  $\alpha$ -активными веществами.

этом упрощается градуировка приборов и обеспечивается быстрое определение загрязненности поверхностей. Как указывалось в гл. 4, предельно допустимые уровни загрязненности отнесены к площади  $150 \text{ см}^2$  (т. е. площади ладони), поэтому большинство датчиков дозиметрических приборов, измеряющих загрязненность поверхностей, имеют окошко размером  $10 \times 15 \text{ см}$  ( $150 \text{ см}^2$ ).

Датчиками приборов, предназначенных для измерения загрязненности поверхностей, служат обычно газоразрядные или сцинтилляционные счетчики. Наиболее распространенным прибором для этих целей является универсальный радиометр типа ТИСС с тремя датчиками. Датчик типа ТГ с тремя галогенными счетчиками СТС-6 предназначен для измерения загрязненности поверхностей  $\beta$  —  $\gamma$ -активными веществами, датчик ТЮ представляет собой пропорциональный счетчик с воздушным наполнением для измерения загрязненности поверх-

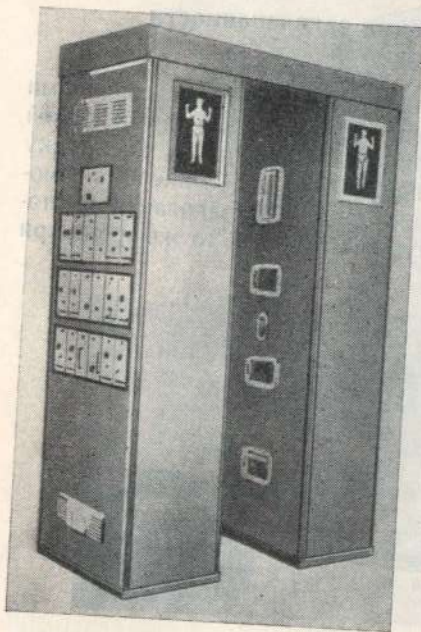


Рис. 35. Установка СУ-1 для измерения загрязненности радиоактивными веществами спецодежды и тела.

ностей  $\alpha$ -активными веществами (рис. 34). Измеряемая площадь у этих датчиков равна  $150 \text{ см}^2$ . Третий датчик установки ТИСС—ТИ представляет собой сцинтилляционный счетчик с фотоумножителем для измерения загрязненности небольших поверхностей  $\alpha$ -активными веществами, измеряемая площадь равна  $23 \text{ см}^2$ .

Для измерения уровня загрязненности спецодежды и тела в настоящее время используется установка СУ-1, которая автоматически сигнализирует о превышении уровня загрязненности тела и одежды  $\beta$ -активными веществами. Датчиками установки СУ-1 являются газоразрядные счетчики СТС-6 (рис. 35) [20].

#### МЕТОДЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

При работах с радиоактивными веществами важно знать дозу излучения, полученную работником за определенный промежуток времени. На основании этих данных можно судить о лучевом воздействии на каждого работника в отдельности. Для проведения индивидуального дозиметрического

контроля используются индивидуальные или, как их называют, карманные дозиметры, которые крепятся на спецодежде.

В настоящее время для контроля дозы  $\gamma$ -излучения применяются индивидуальные дозиметры, основанные на применении специальных сортов фотопленки (метод ИФК и ИФКУ), малых ионизационных камер (метод ИДК) и термолюминесцентных стекол (метод ИКС) [22—24].

Фотографический метод дозиметрического контроля основан на сравнении оптической плотности почернения пленок с контрольными пленками, которые облучены известной дозой  $\gamma$ -излучения. Фотопленку помещают в специальные светонепроницаемые пластмассовые кассеты. Чтобы исключить зависимость почернения фотопленки от энергии излучения (ход с жесткостью), кассету окружают свинцовым фильтром толщиной  $0,75 \text{ мм}$ . Степень почернения рабочих и контрольных пленок после проявления и фиксирования определяется денситометром.

В методике ИФКУ [22] изменена конструкция кассеты, это позволило использовать фотопленку для регистрации дозы, создаваемой не только  $\gamma$ -квантами, но также  $\beta$ -частицами и тепловыми нейтронами. На рис. 36 показан внешний вид кассеты в методике ИФКУ, которая состоит из корпуса с запрессованными внутрь фильтрами, крышки фиксатора, крышки и булавки для крепления кассеты к одежде. Схематический разрез этой кассеты приведен на рис. 37. В верхней части корпуса расположено входное окно для измерения дозы  $\beta$ -излучения; ниже входного окна находится участок кассеты, заэкранированный алюминиевой фольгой толщиной  $900 \text{ мг/см}^2$ , которая не пропускает  $\beta$ -частиц. Поле рентгеновской пленки под данным участком кассеты используется как фоновое при определении дозы  $\beta$ -излучения. При этом доза  $\beta$ -излучения определяется по разности почернения пленок, расположенных под верхними двумя фильтрами (см. рис. 37):

$$D_{\beta} = (D_{\beta} + D_{\gamma n}) - D_{\gamma n}.$$

Далее следует фильтр, состоящий из  $0,5 \text{ мм}$  алюминия и  $0,75 \text{ мм}$  свинца, предназначенный, так же как и в методике ИФК, для компенсации хода с жесткостью. По степени почернения фотопленки, расположенной под этим фильтром, и определяется доза  $\gamma$ -излучения  $D_{\gamma}$ . Нижняя часть кассеты окружена кадмиевым фильтром. По почернению пленки под кадмиевым фильтром можно судить о суммарной дозе, создаваемой тепловыми нейтронами и  $\gamma$ -излучением  $D_{n\gamma} + D_{\gamma}$ .

В зависимости от специфики работы кассета выдается на одну-две недели, а иногда и на месяц, т. е. этот метод дает возможность определять суммарную дозу излучения, полученную работниками за время ношения кассеты.



Рис. 36. Внешний вид кассеты ИФКУ.

Фотографический метод индивидуального контроля позволяет определить дозу излучения в диапазоне  $0,05-2,0$  бэр при использовании пленок типов РМ-1, «Рентген ХХ», «Агфа».

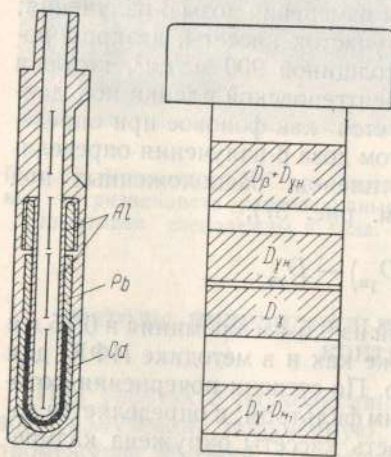


Рис. 37. Продольный разрез корпуса кассеты ИФКУ.

Верхний предел измеренных доз может быть увеличен до  $15-50$  бэр при использовании пленок типов РМ-5-3 и РМ-5-4.

Индивидуальный дозиметрический контроль осуществляют также при помощи малых ионизационных конденсаторных камер. Перед выдачей камеры заряжают до определенного потенциала. Под воздействием излучения в камере создается ионизация, в результате чего ее потенциал уменьшается. По разности между потенциалом, до которого была заряжена камера, и его величиной после экспонирования ее в сфере воздействия радиации определяют дозу, полученную работником. Зарядку камер и определение потенциала после экспонирования производят на специальном измерительном пульте. На рис. 38 и 39 показан общий вид зарядно-измерительного устройства и конденсаторных камер, входящих в комплект КИД-1. При помощи этих камер можно измерить дозу  $\gamma$ -излучения в диапазоне  $0,02 \div 2,0$  р.

Помимо прибора КИД-1 для индивидуального контроля используют комплекты ионизационных камер КД-1, ИД-1, ДК-02 и др., которые отличаются диапазоном измеряемых доз и некоторыми конструктивными особенностями камер и измерительного пульта.

Весьма перспективным представляется разработанный в последние годы метод индивидуального контроля типа ИКС [23, 24]. Датчиком излучения служит специальный сорт так называемых термолюминесцирующих стекол. Под воздействием излучения молекулы стекла переходят в возбужденное состояние. Эта энергия возбуждения накапливается в стеклянном дозиметре и высвечивается в виде световой вспышки после нагревания дозиметра до температуры около  $300^\circ$ . По яркости световой вспышки, которая регистрируется специальным прибором, можно судить о накопленной дозе радиации. Достоинство метода, в отличие от других методов индивидуального дозиметрического контроля, — широкий диапазон измеряемых доз (от  $0,1$  до  $1000$  рад). Это позволяет использовать метод при выполнении аварийных работ, а также для определения дозы, накапливаемой за длительный период времени (месяцы и годы),

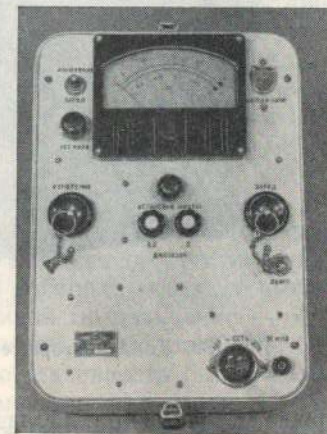


Рис. 38. Зарядно-измерительное устройство комплекта КИД-1.

например за время навигации атомного ледокола «Ленин». Кроме того, достоинство метода состоит в том, что дозиметр может практически бесконечно долго сохранять накопленную



Рис. 39. Конденсаторные камеры комплекта КИД-1.

энергию возбуждения. Показания дозиметров почти не зависят от температуры и влажности, при которых они экспонируются.

#### КОНТРОЛЬ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

На ядерных реакторах или в радиохимических лабораториях имеется потенциальная опасность попадания радиоактивных веществ внутрь организма в случае нарушения правил техники безопасности. Поэтому наряду с дозами, обусловленными внешними потоками радиации, которые можно определить индивидуальными дозиметрами, важно знать дозу внутреннего облучения, которую можно рассчитать, если известны состав и качество радиоактивных веществ, находящихся внутри организма.

Содержание радиоактивных веществ внутри организма может быть определено измерением активности в выделениях (моча, кал). Известно, что допустимое содержание радиоактивных веществ в организме очень мало и колеблется для различных изотопов в пределах от десятых долей до нескольких

десятков микроюри. Естественно, что в выделениях содержится небольшая доля активности, накопленная во всем организме, измерить которую весьма трудно. Поэтому радиометрические измерения выделений проводят обычно только в аварийных ситуациях, когда возможно попадание в организм значительного количества радиоактивных веществ.

Следует отметить, что этот метод, несмотря на его малую чувствительность, остается пока единственным для определения содержания в организме  $\alpha$ -активных изотопов.

Для определения содержания в организме  $\beta$ - и  $\gamma$ -активных изотопов в настоящее время разработаны высокочувствительные установки типа СИЧ (счетчик измерения человека).

В качестве детектора излучения используются сцинтилляционные кристаллы большой площади (диаметр 140—200 мм) или жидкие органические сцинтилляторы, окруженные массивной защитой для снижения естественного фона, а следовательно, для повышения чувствительности установки.

Человек находится в камере между датчиками, которые максимально приближают к телу для повышения чувствительности. По виду спектра судят о тех изотопах, которые имеются внутри организма, а по интенсивности излучения — об их активности. Активность  $\gamma$ -излучающих изотопов ( $\text{Cs}^{137}$ ,  $\text{Co}^{60}$ ,  $\text{K}^{40}$ ) определяют непосредственно, активность  $\beta$ -излучающих изотопов ( $\text{P}^{32}$ ,  $\text{Sr}^{90}$ ) — по их тормозному излучению. Используя установки типа СИЧ, можно определить сотые доли допустимого содержания радиоактивных веществ внутри организма [25].

#### ГЛАВА 6.

### ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ И ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ

В связи с тем, что проникающая радиация оказывает вредное биологическое действие, первостепенное значение приобретает правильная организация труда при работе с радиоактивными веществами, обеспечивающая безопасность обслуживающего персонала. Правильно организовать работу с радиоактивными веществами — это значит создать такие условия, которые исключают превышение установленных предельно допустимых уровней облучения и предупреждают возможность проникновения радиоактивных веществ внутрь организма. Сюда входит целый комплекс мероприятий, обеспечивающий защиту от

внешнего облучения, а также позволяющий предотвратить загрязненность радиоактивными веществами рабочих помещений, рук и тела работающих.

### ЗАЩИТА ОТ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

При любых работах с радиоактивными веществами человек подвергается воздействию проникающей радиации. Следовательно, задача состоит в создании защитных ограждений, которые снижали бы дозу внешнего облучения до предельно допустимых уровней.

Ввиду того, что пробеги  $\alpha$ -частиц, испускаемых радиоактивными веществами, очень малы, нет необходимости говорить о защите от внешнего облучения  $\alpha$ -частицами, даже если ведутся работы с открытыми радиоактивными веществами. Достаточно находиться на расстоянии 9—10 см от радиоактивного препарата, и ни одна  $\alpha$ -частица не попадет на тело работающего, поскольку пробеги в воздухе  $\alpha$ -частиц, испускаемых радиоактивными веществами, не превышают 8—9 см. Одежда, резиновые перчатки полностью защищают от внешнего облучения  $\alpha$ -частицами.

Для того чтобы предохранить тело работающего от внешнего облучения  $\beta$ -частицами, надо вести операции с радиоактивными веществами за специальными ширмами (экранами) или в специальных защитных шкафах. Толщина защитных ширм должна быть больше максимального пробега  $\beta$ -частиц. Хранить  $\beta$ -активные вещества следует в сосудах или контейнерах с соответствующей толщиной стенки. В качестве защитных материалов используют плексиглас, алюминий или стекло.

Толщину защиты можно определить по следующей приближенной формуле:

$$d = (0,54 E_{\text{макс}} - 0,15) \text{ г/см}^2, \quad (47)$$

где  $E_{\text{макс}}$  — максимальная энергия  $\beta$ -спектра данного радиоактивного изотопа, Мэв.

Сложнее обстоит дело с созданием защиты от внешнего  $\gamma$ -излучения, проникающая способность которого значительно больше, чем у  $\alpha$ - и  $\beta$ -частиц.

При расчете защитных устройств в первую очередь необходимо учитывать спектральный состав излучения, его интенсивность, а также расстояние от источника, на котором находится обслуживающий персонал, и время пребывания в сфере воздействия излучения.

Рассчитать толщину защиты можно, используя закон ослабления широкого пучка  $\gamma$ -излучения [см. формулу (27)].

В настоящее время на основании имеющихся расчетных и экспериментальных данных известны таблицы кратности ослабления, а также различного типа номограммы, позволяющие определить толщину защиты для  $\gamma$ -излучения различных энергий [3, 4, 8, 9]. В качестве примера на рис. 40 приведена номограмма для расчета толщины свинцовой защиты от точечного источника для широкого пучка  $\gamma$ -излучения  $\text{Co}^{60}$ , которая обеспечивает снижение дозы излучения до предельно допустимой. На оси абсцисс отложена толщина защиты  $d$ , на оси ординат — коэффициент  $k_1$ , равный

$$k_1 = \frac{Mt}{3R^2}. \quad (48)$$

Здесь  $M$  —  $\gamma$ -эквивалент препарата, мг-экв Ra;  $t$  — время работы в сфере воздействия излучения, ч;  $R$  — расстояние от источника, см.

Например, надо рассчитать защиту от источника  $\text{Co}^{60}$   $M = 5000$  мг-экв Ra, если обслуживающий персонал находится на расстоянии 200 см в течение рабочего дня, т. е.  $t = 6$  ч. Подставляя значения  $M$ ,  $R$  и  $t$  в выражение (48), определяем

$$k_1 = \frac{5000 \cdot 6}{3 \cdot 40\,000} = 0,25 = 2,5 \cdot 10^{-1}. \quad (49)$$

По номограмме рис. 40 получаем, что для  $k_1 = 2,5 \cdot 10^{-1}$  толщина защиты  $d$  равна 7 см свинца.

Другой тип номограммы приведен на рис. 41. Здесь на оси ординат отложена кратность ослабления  $K$  [8]:

$$K = \frac{D_0}{D}. \quad (50)$$

Используя выражение (42), получим

$$K = \frac{8,4 Mt}{R^2 D}, \quad (51)$$

где  $D_0$  — доза, создаваемая источником излучения в данной точке в отсутствие защиты, а  $D$  — доза, которая должна быть создана в данной точке после устройства защиты.

Предположим, необходимо рассчитать толщину стен помещения, где расположена гамма-терапевтическая установка, заряженная препаратом  $\text{Cs}^{137}$  в 400 г-экв Ra ( $M = 400\,000$  мг-экв Ra). Ближайшее расстояние, на котором находится обслуживающий персонал в соседнем помещении,  $R$  равно 600 см. Согласно санитарным нормам, в соседних помещениях, где находятся люди, не связанные с работой с

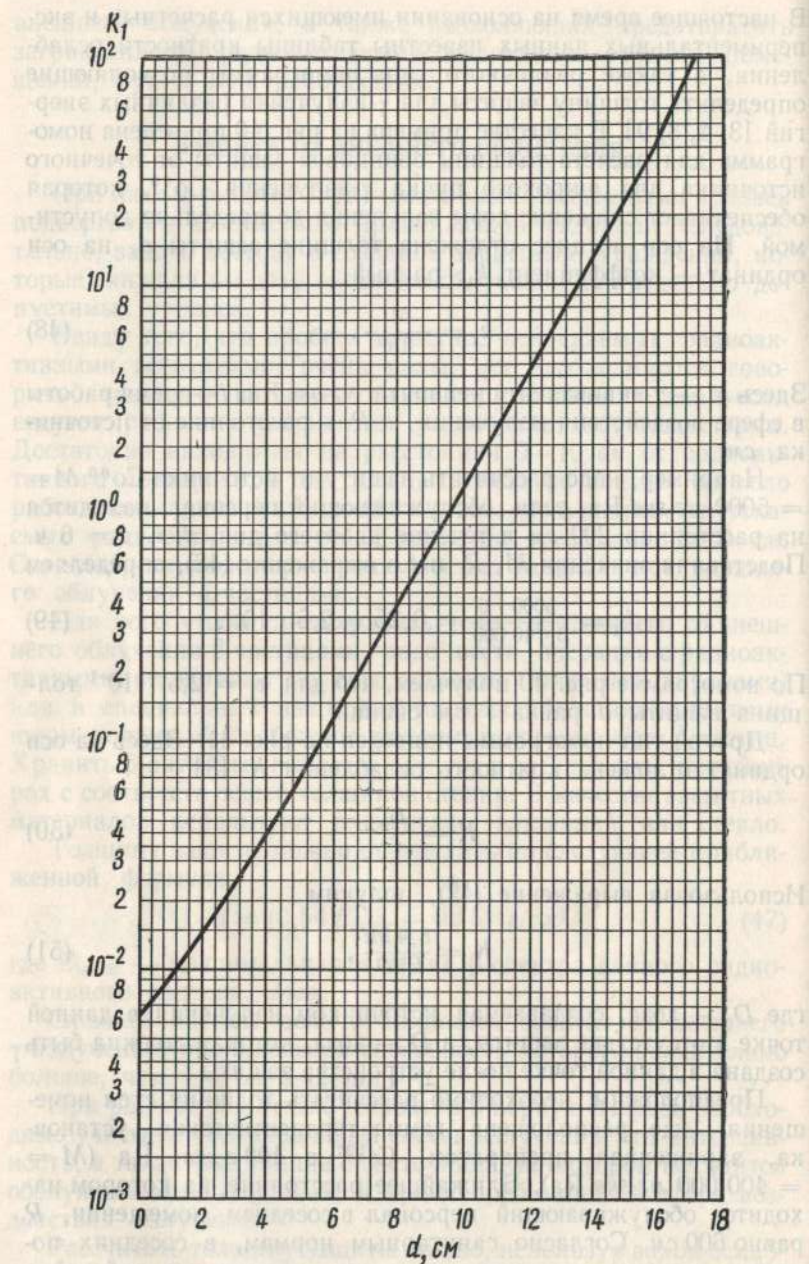


Рис. 40. Номограмма для расчета толщины свинцовой защиты  $d$  от широкого пучка  $\gamma$ -излучения  $\text{Co}^{60}$  для различных условий работы.

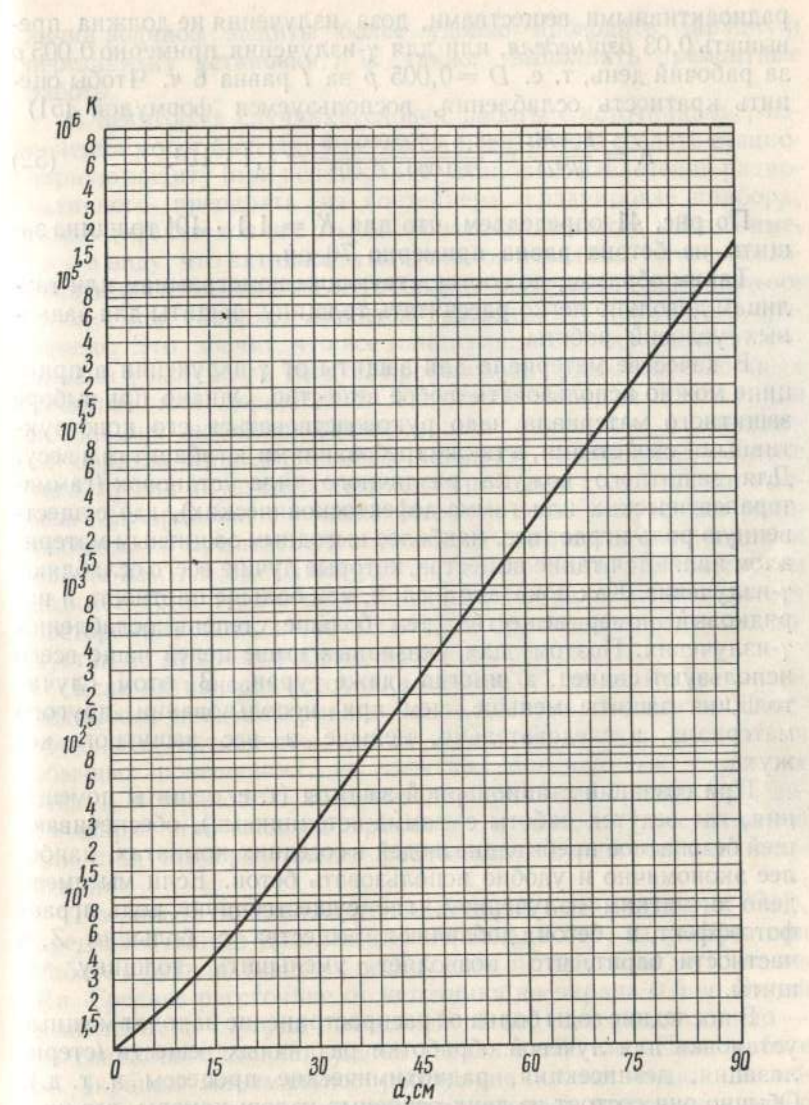


Рис. 41. Номограмма для расчета бетонной защиты от  $\gamma$ -излучения  $\text{Cs}^{137}$  по кратности ослабления (бетон,  $\rho=2,35 \text{ г/см}^3$ ).

радиоактивными веществами, доза излучения не должна превышать  $0,03 \text{ бэр/неделя}$ , или для  $\gamma$ -излучения примерно  $0,005 \text{ р}$  за рабочий день, т. е.  $D = 0,005 \text{ р}$  за  $t$  равна  $6 \text{ ч}$ . Чтобы оценить кратность ослабления, воспользуемся формулой (51)

$$K = \frac{8,4 \text{ Мг}}{R^2 D} = \frac{8,4 \cdot 400\,000 \cdot 6}{360\,000 \cdot 0,005} = 1,1 \cdot 10^4. \quad (52)$$

По рис. 41 определяем, что для  $K = 1,1 \cdot 10^4$  толщина защиты из бетона равна примерно  $70 \text{ см}$ .

Таким образом, по соответствующим номограммам или таблицам довольно легко рассчитать толщину защиты для заданных условий работы.

В качестве материала для защиты от  $\gamma$ -излучения в принципе можно использовать любое вещество. Однако при выборе защитного материала надо руководствоваться его конструктивными свойствами, а также требованиями к габаритам и весу. Для защитного кожуха различного типа установок (гамма-терапевтических или гамма-дефектоскопических), где существенную роль играет вес, наиболее выгодным защитным материалом являются такие вещества, которые лучше всего ослабляют  $\gamma$ -излучение. Как показано в гл. 2, чем больше плотность и порядковый номер вещества, тем больше степень ослабления  $\gamma$ -излучения. Поэтому для указанных выше целей чаще всего используют свинец, а иногда даже уран. В этом случае толщина защиты меньше, чем при использовании другого материала, а следовательно, меньше и вес защитного кожуха.

При создании стационарной защиты (т. е. защиты помещения, где ведутся работы с гамма-источниками), обеспечивающей безопасное пребывание людей в соседних комнатах, наиболее экономично и удобно использовать бетон. Если мы имеем дело с мягким излучением, где существенную роль играет фотоэффект, в бетон добавляют вещества с большим  $Z$ , в частности барит, что позволяет уменьшить толщину защиты.

В последние годы большое распространение находят мощные установки для лучевой обработки различных веществ (стерилизация, дезинсекция, радиохимические процессы и т. д.). Обычно они состоят из двух основных узлов: камеры, где проводится облучение, и хранилища, куда поступают препараты после проведения цикла облучения. Для защиты камеры обычно применяют бетон. В качестве защитного материала для хранилища часто используют воду, т. е. препараты опускают в бассейн с водой, толщина слоя которой обеспечивает необходимое снижение дозы излучения до безопасных уровней. При на-

личии водяной защиты более удобно проводить зарядку и перезарядку установки, а также выполнять ремонтные работы.

В некоторых случаях условия работы с источниками  $\gamma$ -излучения могут быть такими, когда невозможно создать стационарную защиту (при перезарядке установок, извлечении радиоактивного препарата из контейнера, градуировке прибора, гамма-дефектоскопии с открытым источником и т. д.). Здесь имеется в виду, что активность источников невелика. Чтобы обезопасить обслуживающий персонал от облучения, надо пользоваться, как говорят, «защитой расстоянием» и «защитой временем». Это значит, что все манипуляции с открытыми источниками  $\gamma$ -излучения следует производить при помощи длинных захватов или держателей. Известно, что для источников небольших линейных размеров доза излучения уменьшается обратно пропорционально квадрату расстояния. Кроме того, ту или иную операцию надо проводить только за тот промежуток времени, в течение которого доза, полученная работающим, не превысит установленной санитарными правилами нормы (см. гл. 4). Такие работы нужно вести под контролем дозиметриста. При этом в помещении не должны находиться посторонние лица, а зону, где доза превышает предельно допустимую за время работы, необходимо оградить.

Если активность источника меньше  $0,1 \text{ мг-экв Ra}$ , нет необходимости предусматривать какие-либо меры защиты. С источниками активностью до  $10 \text{ мг-экв Ra}$  можно работать в обычных помещениях, не имеющих специальных защитных стен и перекрытий; предусматривается только защита (в виде ширм или «защита временем» и «защита расстоянием») для лиц, непосредственно работающих с источниками излучений.

На рис. 42 показан настольный экран с захватом (тип ЗЭН), предназначенный для защиты персонала от  $\gamma$ -излучения при работе с радиоактивными веществами активностью до  $10 \text{ мг-экв Ra}$ . Среднее расстояние от источника до экрана  $0,5 \text{ м}$ . Экран выполнен из чугуна толщиной  $3 \text{ см}$ , смотровое стекло — из свинцового стекла; длина захвата  $70 \text{ см}$ . При работе за экраном минимальное расстояние от источника, на котором может находиться обслуживающий персонал, равно  $50 \text{ см}$ .

Для создания местной защиты при работе с источниками  $\gamma$ -излучения можно использовать специальные свинцовые блоки толщиной  $50$  и  $100 \text{ мм}$ , которые выпускаются нашей промышленностью. Защитная стенка из блоков толщиной  $50 \text{ мм}$  обеспечивает кратность ослабления  $K = 10$  для  $\gamma$ -излучения

$\text{Co}^{60}$  и  $K = 200$  для  $\gamma$ -излучения  $\text{Cs}^{137}$ , а при стенке толщиной 100 мм  $K = 170$  для  $\gamma$ -излучения  $\text{Co}^{60}$  и  $K = 50\,000$  для  $\gamma$ -излучения  $\text{Cs}^{137}$ .

Следует отметить, что необходимо периодически производить контроль защиты при помощи дозиметрических приборов, так как с течением времени она может частично потерять свои защитные качества вследствие появления тех или иных заметных нарушений ее целостности, например трещин в бетонных и баритобетонных ограждениях, вмятин и разрывов свинцовых листов и т. д.

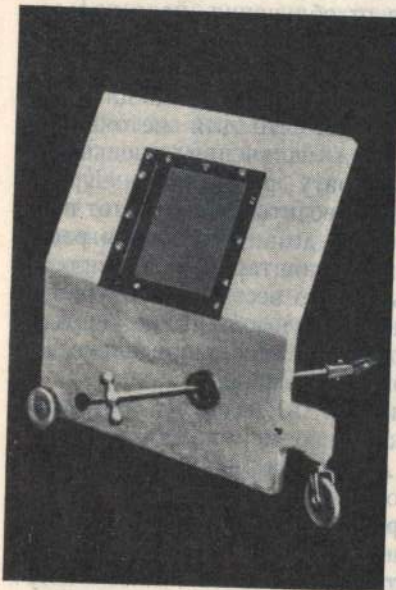


Рис. 42. Экран настольный с захватом (тип ЗЭН).

Расчет защиты от нейтронов производится по соответствующим формулам или номограммам. В качестве защитных материалов в этом случае следует брать вещества с малым атомным номером, ибо при каждом столкновении с ядром нейтрон теряет тем большую часть своей энергии, чем ближе масса ядра к массе нейтрона (см. гл. 2). Для защиты от нейтронов обычно используют воду, полиэтилен. Растратив свою энергию в защите, в процессе взаимодействия с ядрами атомов быстрый нейтрон превращается в тепловой, который захватывается ядрами атомов и при этом испускается  $\gamma$ -квант. Практически не бывает чистых потоков нейтронов. Как известно, источниками нейтронов являются ядерные реакторы, ускорители, радий-бериллиевые препараты. Во всех этих источниках помимо нейтронов существуют мощные потоки  $\gamma$ -излучения, которые образуются в реакторе в процессе деления, а также за счет распада продуктов деления. На ускорителях и в радий-бериллиевых препаратах  $\gamma$ -излучение возникает вследствие ядерных реакций, в результате которых возникают нейтроны. Кроме того, продукты распада радия испускают  $\gamma$ -кванты. Поэтому при проектировании защиты от нейтронов всегда надо одновременно предусматривать защиту от  $\gamma$ -излучения.

## ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

В предыдущем разделе мы рассматривали вопросы защиты при работе с закрытыми радиоактивными препаратами, т. е. когда единственный источник вредности — внешнее облучение. Здесь основным требованием к обеспечению безопасной работы является сооружение защитных ограждений, обеспечивающих снижение дозы  $\gamma$ -излучения до безопасных уровней на рабочих местах и в соседних помещениях, или использование «защиты временем» и «защиты расстоянием», чтобы за время проведения той или иной операции не произошло переоблучения обслуживающего персонала.

Во многих случаях радиоактивные вещества используют в открытом виде, например при расфасовке радиоактивных препаратов, приготовлении растворов, использовании изотопов в методе меченых атомов, экспериментальных работах, связанных с затравками животных радиоактивными изотопами, радиационно-химических работах и т. д. Здесь кроме внешнего облучения возможно загрязнение воздуха рабочих помещений, оборудования и тела работающих радиоактивными веществами. Поэтому помимо обеспечения защиты от внешнего облучения предъявляется ряд требований к планировке, отделке и оборудованию помещений, а также к системе вентиляции, что позволяет исключить возможность попадания радиоактивных веществ внутрь организма и тем самым обеспечить безопасные условия труда. Эти требования зависят от характера проводимых операций с тем или иным радиоактивным изотопом, его активности, а также радиотоксичности (см. стр. 77).

Если активность на рабочем месте меньше 0,1 мкюри для изотопов группы 1; 1,0 мкюри — для изотопов группы 2; 10,0 и 100,0 мкюри — для изотопов группы 3 и группы 4 соответственно, то работы с ними производятся в обычном порядке, как и со стабильными изотопами.

В зависимости от радиотоксичности изотопа и его активности на рабочем месте все работы с радиоактивными изотопами разделяются на три класса. Для каждого класса работ соответствующие требования предъявляются к отделке помещений и другим санитарно-гигиеническим мероприятиям, которые необходимо соблюдать.

В табл. 17 приводятся активности на рабочем месте для каждой группы изотопов в зависимости от их радиотоксичности.

Работы III класса можно производить в тех же помещениях, в которых ведутся работы со стабильными изотопами. Отделка помещений должна быть такая же, как и в обычной химичес-

Таблица 17

Активность на рабочем месте для различного класса работ, *мкюри*

| Группа токсичности | Класс        |          |         |
|--------------------|--------------|----------|---------|
|                    | I            | II       | III     |
| 1                  | 10 и более   | 0,01—10  | До 0,01 |
| 2                  | 100 и более  | 0,1 —100 | До 0,1  |
| 3 и 4              | 1000 и более | 1—1000   | До 1    |

кой лаборатории (стены на высоту до 2 м окрашиваются масляной краской). Работы с радиоактивными веществами следует проводить на отдельных столах или даже в отдельных помещениях. Чтобы обеспечить лучшую очистку помещения от возможных радиоактивных загрязнений, пол, а также лабораторные столы желательно (но не обязательно) покрывать линолеумом или пластиком. Работу с летучими, газообразными или порошкообразными радиоактивными веществами целесообразно проводить в вытяжных шкафах обычного типа. Для того чтобы исключить загрязнение в шкафу, лучше всего иметь специальные поддоны, которые легко отмываются. Обслуживающий персонал должен быть снабжен халатом и шапочкой из отбеленного моlessина, а также резиновыми или хлорвиниловыми перчатками.

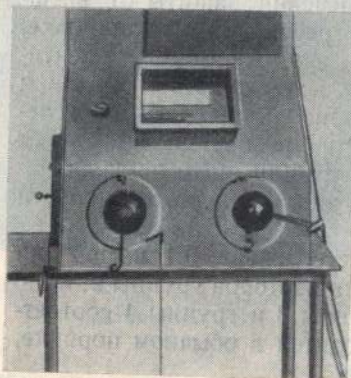


Рис. 43. Защитная камера с щипцевидными манипуляторами, вмонтированными в переднюю стенку камеры при помощи шарового соединения.

Для работ II класса должны быть предусмотрены специально оборудованные изолированные помещения. Полы следует покрывать пластиком, а стены на всю высоту — масляной краской. Работы с радиоактивными веществами необходимо проводить в защитных камерах (боксах) или специальных вытяжных шкафах. Нашей промышленностью выпускаются защитные камеры различного типа. Они обеспечивают защиту персонала от внешнего  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения, а также от загрязне-

ния воздуха рабочих помещений радиоактивными газами и аэрозолями. В передней стенке таких защитных камер монтируются резиновые перчатки или различного типа захваты, позволяющие производить необходимые операции с радиоактивными веществами. На рис. 43 показан общий вид одной из защитных камер.

Защитные камеры и вытяжные шкафы оборудованы вентиляцией. Воздух подается по самостоятельной системе воздухопроводов, а удаленный загрязненный воздух очищается на индивидуальном фильтре при камере или в вытяжном шкафу.



Рис. 44. Механический (копирующий) манипулятор для работы с изотопами большой активности.

Это предотвращает загрязнение системы вытяжных воздухопроводов и вентиляторов. Чтобы исключить просачивание воздуха в лабораторные помещения, в камерах и шкафах должно создаваться разрежение. При работах II класса необходимо систематически производить дозиметрический контроль уровня  $\gamma$ -излучения в лаборатории, индивидуальный контроль, а также контроль загрязненности воздуха и рабочих поверхностей. По окончании работы обслуживающий персонал подвергается контролю уровня загрязненности рук. Желательно предусмотреть возможность принятия душа. Обслуживающий персонал обеспечивают халатами и шапочками из отбеленного моlessина, а также резиновыми или хлорвиниловыми перчатками. Чтобы избежать возможных загрязнений, дополнительно надевают пластиковые фартуки и нарукавники.

Работы I класса проводятся в помещениях со специальной планировкой, обеспечивающей отделение аппаратуры и уста-



Рис. 45. Респираторы типа «Лепесток» (слева) и «Астра» (справа).

новок, являющихся источниками загрязнения воздушной среды и поверхностей, от мест постоянного пребывания людей. Наиболее рационально использовать трехзональную планировку: 1) зона постоянного пребывания людей, в которой работающие выполняют все основные производственные операции; 2) зона размещения оборудования (защитные боксы, камеры и т. д.); 3) ремонтная зона, в которой в случае необходимости производится вскрытие аппаратуры, ее ремонт и дезактивация. Первая и третья зоны соединены через саншлюз.

В помещениях, где ведутся работы I класса, полы покрыты пластиком или метлахской плиткой и имеют уклон к трапам для стока воды; стены покрыты глазурованной плиткой или пластиком; потолки окрашиваются масляной краской. Лаборатория должна иметь санпропускник принудительного типа. Обслуживающий персонал обеспечивается спецбельем, хлопчатобумажным комбинезоном из молескина или ткани типа лавсана, а также пластиковыми фартуками или нарукавниками. После работы обязателен дозиметрический контроль загрязненности рук и тела, а также принятие душа.

Все работы I класса проводят в специальных камерах или боксах. Операции с изотопами большой активности выполняют при помощи механических (копирующих) манипуляторов (рис. 44).

Во всех помещениях предусмотрена специальная вентиляция с фильтрами на выходе для очистки воздуха. Во второй

и третьей зонах создается разрежение по отношению к первой зоне, чтобы предотвратить просачивание туда воздуха из второй и третьей зон, где вероятность загрязнения больше, чем в первой.

При работе с открытыми радиоактивными веществами, когда возможно появление в помещении радиоактивных аэрозолей, обслуживающий персонал обязательно снабжается респираторами для защиты органов дыхания от радиоактивных веществ. На рис. 45 показаны респираторы одноразового пользования типа «Лепесток» и многократного пользования типа «Астра». Фильтром служит ткань ФП для задержки радиоактивных аэрозолей [26].

Ремонтные работы и дезактивацию боксов и камеры производят со стороны третьей зоны. Поскольку эти работы могут сопровождаться загрязнением воздушной среды, они выполняются в специальных пневмокостюмах, снабженных подачей воздуха (рис. 46).

В лабораториях I и II класса должны быть предусмотрены специальные контейнеры для сброса твердых и жидких радиоактивных отходов, которые периодически удаляют на пункты захоронения, а также контейнеры для перевозки радиоактивных веществ внутри помещения и специальные хранилища. В некоторых случаях лаборатории I класса оборудуют специальной канализацией для слива радиоактивных отходов. В фекальную канализацию можно сливать растворы, активность которых превышает ПДК менее чем в 100 раз, для изотопов с периодом полураспада до 60 дней и в 10 раз при периоде полураспада более 60 дней.

Водопроводные краны в рабочих помещениях лабораторий I и II классов следует открывать ножной pedalью или локтем. Сливные раковины конусообразной формы с закругленными



Рис. 46. Ремонт оборудования, загрязненного радиоактивными веществами. Работающие одеты в пневмокостюмы.

краями необходимо изготавливать из коррозионноустойчивых материалов или покрывать соответствующими пленками; они также должны легко дезактивироваться.

Для того чтобы обеспечить очистку лабораторной мебели в случае ее загрязнения, она должна быть простейшей конструкции, с гладкой поверхностью и покрыта масляной или нитроэмалевой краской. Мебель изготавливают на высоких ножках для удобства уборки под ней.

Чтобы исключить воздействие радиоактивных веществ на население, проживающее вблизи учреждений, где ведутся работы с радиоактивными веществами, устанавливают санитарно-защитные зоны. В соответствии с законодательством эти зоны радиусом 100 м располагаются вокруг учреждений, где переработка радиоактивных веществ составляет 10—100 кюри. Если годовая переработка не превышает 10 кюри, санитарно-защитную зону не устанавливают.

Вокруг уран-графитовых реакторов в зависимости от мощности устанавливают санитарно-защитные зоны следующих размеров: при мощности 100—500 квт — 250 м, при мощности до 1000 квт — 500 м, при мощности до 5000 квт — 1000 м, при мощности до 25 000 квт — 1500 м, свыше 100 000 квт — 3000 м. При этом в санитарно-защитной зоне необходимо осуществлять постоянный контроль радиоактивности воздуха, почвы. Она должна быть озеленена лесными насаждениями. В отдельных случаях, с разрешения органов санитарного надзора, разрешается устройство питомников для выращивания цветов или саженцев декоративных пород.

Нет необходимости перечислять другие требования, которые предъявляются к помещениям и оборудованию, предназначенным для работы с радиоактивными веществами. Они подробно изложены в книге «Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений» [15]. Следует указать только, что правильная организация работы, систематический дозиметрический контроль и своевременно принятые меры по дезактивации в случае необходимости, а также выполнение правил личной гигиены являются необходимыми условиями обеспечения радиационной безопасности, позволяющими исключить вредное воздействие радиоактивных веществ на организм человека.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Стефенсон Р. Введение в ядерную технику. М., Гостехиздат, 1956.
2. Намиас Н. Ядерная энергия. М., Изд-во иностр. лит., 1955.
3. Бибергаль А. В., Маргулис У. Я., Воробьев Е. И. Защита от рентгеновских и гамма-лучей. М., Медгиз, 1960.
4. Гусев Н. Г. Справочник по радиоактивным излучениям и защите. М., Медгиз, 1956.
5. Гусев Н. Г., Машкович В. П., Обвинцев Г. В. Гамма-излучение радиоактивных изотопов и продуктов деления. М., Физматгиз, 1958.
6. Защита ядерных реакторов. Под ред. Роквелла. М., Изд-во иностр. лит., 1958.
7. Аглинцев К. К. Дозиметрия ионизирующих излучений. М., Гостехиздат, 1957.
8. Гусев Н. Г., Ковалев Е. Е. Номограммы для расчета защиты от гамма-лучей. М., Атомиздат, 1959.
9. Козлов В. Ф., Трошкин Ю. С. Справочник по радиационной безопасности. М., Атомиздат, 1967.
10. Радиационная защита. Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите. М., Атомиздат, 1967.
11. Основные нормы безопасности при защите от излучения. Серия изд. по безопасности № 9 Межд. агентство по атомной энергии. Вена, 1968.
12. Белоусова И. М., Штуккенберг Ю. М. Естественная радиоактивность. М., Медгиз, 1960.
13. Моисеев А. А., Иванов В. И. Краткий справочник по радиационной защите и дозиметрии. М., Атомиздат, 1964.
14. Гродзенский Д. Э. Радиобиология. Изд. 3, М., Атомиздат, 1966.
15. Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. М., Атомиздат, 1960.
16. Radiation Protection. Recommendations of the International Commission Radiological Protection ICRP, Publication 9, Pergamon Press, 1966.
17. Распределение, биологическое действие и ускорение выведения радиоактивных изотопов. М., Медгиз, 1961.
18. Langham W. Health Phys., 2, № 2, 172 (1959).
19. Brunskill. The Relationship between Surface and Airborne Contamination. New York, 1966.
20. Дозиметрические, радиометрические, электронно-физические приборы, счетчики и фотоэлектронные умножители, поставляемые Всесоюзным объединением «Изотоп» (Каталог). М., Атомиздат, 1967.
21. Кеирим-Маркус И. Б., Корнеев В. Т., Марке-

- лов В. В., Успенский Л. Н. «Атомная энергия», 15, вып. 5, 386 (1963).
22. Дозиметрические и радиометрические методики. Под ред. Н. Г. Гусева, У. Я. Маргулиса, А. Н. Марья, Н. Ю. Тарасенко, Ю. М. Штукенберга. М., Атомиздат, 1966.
23. Бочвар И. А., Васильева А. А., Кеирим-Маркус И. Б., Просина Т. И., Сырицкая З. М., Якубик В. В. «Атомная энергия», 15, вып. 1, 48 (1963).
24. Бочвар И. А., Кеирим-Маркус И. Б., Моисеев А. А., Просина Т. И., Якубик В. В. «Атомная энергия», 19, вып. 3, 311 (1965); 22, вып. 1, 59 (1967).
25. Сивинцев Ю. В. Радиационная безопасность на ядерных реакторах. М., Атомиздат, 1967.
26. Горюдинский С. М. Средства индивидуальной защиты для работ с радиоактивными веществами. М., Атомиздат, 1967.

## ОГЛАВЛЕНИЕ

|                                                                                                |    |
|------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| Введение                                                                                       | 5  |
| <b>ГЛАВА 1. СВОЙСТВА ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ</b>                                                     | 7  |
| Строение атома                                                                                 | 7  |
| Радиоактивность                                                                                | 10 |
| Законы радиоактивного распада                                                                  | 13 |
| Единицы активности                                                                             | 15 |
| Ядерные реакции и искусственная радиоактивность                                                | 16 |
| Деление ядер                                                                                   | 19 |
| Ядерный реактор                                                                                | 23 |
| <b>ГЛАВА 2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ</b>                                           | 27 |
| Взаимодействие заряженных частиц с веществом                                                   | 28 |
| Взаимодействие нейтронов с веществом                                                           | 33 |
| Взаимодействие $\gamma$ -излучения с веществом                                                 | 37 |
| <b>ГЛАВА 3. ДОЗА ИЗЛУЧЕНИЯ И БИОЛОГИЧЕСКИЙ ЭФФЕКТ</b>                                          | 49 |
| Биологическое действие ионизирующих излучений и относительная биологическая эффективность      | 50 |
| Поглощенная доза                                                                               | 55 |
| Доза излучения                                                                                 | 57 |
| Биологический эквивалент поглощенной дозы                                                      | 60 |
| Связь между дозой, создаваемой $\gamma$ -излучением радиоактивных препаратов, и их активностью | 61 |
| Некоторые данные о биологических последствиях облучения                                        | 63 |
| <b>ГЛАВА 4. ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИАЦИИ</b>                                           | 66 |
| Пути воздействия ядерных излучений на организм человека                                        | 66 |
| Предельно допустимые дозы                                                                      | 68 |
| Предельно допустимые поступления радиоактивных веществ                                         | 72 |
| Допустимые уровни загрязнения радиоактивными веществами рабочих поверхностей и тела            | 75 |

|                                                                                                |     |
|------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|
| <b>ГЛАВА 5. НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ ДОЗИМЕТРИИ ПРОНИКАЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ</b> . . . . .                   | 81  |
| Методы регистрации излучений . . . . .                                                         | 81  |
| Дозиметрические приборы и дозиметрический контроль . . . . .                                   | 90  |
| Методы индивидуального дозиметрического контроля . . . . .                                     | 98  |
| Контроль внутреннего облучения . . . . .                                                       | 102 |
| <b>ГЛАВА 6. ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ И ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ</b> . . . . . | 103 |
| Защита от внешнего излучения . . . . .                                                         | 104 |
| Организация работы с радиоактивными веществами . . . . .                                       | 111 |
| Литература . . . . .                                                                           | 117 |

**Ушер Яковлевич Маргулис**  
**РАДИАЦИЯ И ЗАЩИТА**

Редактор В. А. Подошвина  
Художественный редактор А. С. Александров.  
Технический редактор С. А. Бирюкова

Сдано в набор 18/XII 1968 г. Подписано к печати 21/III 1969 г.  
Т-04673. Формат 84×108<sup>1</sup>/<sub>32</sub>. Бумага книжно-журнальная. Усл. печ. л. 6,3.  
Уч.-изд. л. 6,55. Тираж 30 000 экз. Цена 22 коп. Зак. изд. 68032. Зак.  
тип. 1513.

Москва, К-31, ул. Жданова, 5/7  
Атомиздат

Ярославский полиграфкомбинат Главполиграфпрома Комитета по печати  
при Совете Министров СССР. Ярославль, улица Свободы, 97.