У. Я. МАРГУЛИС

РАДИАЦИЯ И ЗАЩИТА

У. Я. МАРГУЛИС

РАДИАЦИЯ И ЗАЩИТА

ИЗДАНИЕ 3-Е, ПЕРЕРАБОТАННОЕ
И ДОПОЛНЕННОЕ

Москва Атомиздат 1974

1

УДК 614. 876+614.89

Маргулис У. Я. **Радиация и защита.** Изд. 3-е, перераб. и доп. М., Атомиздат., 1974, с. 160.

В книге рассказывается о взаимодействии ионизирующего излучения с веществом, о действии радиации на живой организм и о тех мерах защиты, которые необходимо предусматривать при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. Кратко излагаются сведения о строении атома и характере взаимодействия излучения с веществом.

В связи с выходом в свет «Норм радиационной безопасности НРБ—69» и «Основных санитарных правил» в третьем издании книги (2-е изд. — в 1969 г.) большое внимание уделяется трактовке наиболее важных положений этих документов.

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

Таблиц 18, рисунков 42, библиография 44 назв.

84
30652

Гос. публичная
научно-техническая
библиотека
ЭКЗЕМПЛЯР
ЧИТАЛЬНОГО ЗАЛА

74-23121

М $\frac{11205-077}{034(01)-74}$ 77—74

© Атомиздат, 1974

21

ПРЕДИСЛОВИЕ К ТРЕТЬЕМУ ИЗДАНИЮ

В связи с бурным развитием атомной энергетики и все расширяющимися масштабами использования радиоактивных веществ и источников ионизирующих излучений в различных областях народного хозяйства возрастает интерес к вопросам защиты от радиации не только со стороны специалистов, но и со стороны широких кругов населения. В настоящей книге в доступной форме изложены вопросы, касающиеся характера воздействия ионизирующих излучений на живой организм, а также приведены меры защиты, которые необходимо предусматривать, чтобы исключить вредное воздействие радиации.

После выхода в свет второго издания настоящей книги были введены в действие «Нормы радиационной безопасности НРБ—69» вместо «Предельно допустимых уровней ПДУ—60» и «Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП—72» вместо «Санитарных правил работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений СП-333—60». Поэтому мы сочли необходимым в третьем издании большое внимание уделить трактовке наиболее важных положений этих новых документов и обоснованию тех изменений, которые внесены по сравнению с существовавшими нормами.

Наряду с этим в новом издании более подробно рассмотрены вопросы биологического действия ионизирующих излучений, пути воздействия радиации на организм человека, принципы дозиметрического контроля и дано описание новых дозиметрических приборов. Кроме того, в третье издание включен новый материал, касающийся биологических последствий облучения, принципов подхода к установлению допустимых уровней внешнего облучения, регламентации поступления радиоактивных веществ внутрь организма и т. д.

В заключение считаю своим приятным долгом выразить искреннюю благодарность доктору медицинских наук И. К. Дибобесу, который внимательно ознакомился с рукописью и дал ряд ценных советов.

ПРЕДИСЛОВИЕ КО ВТОРОМУ ИЗДАНИЮ (1969 г.)

Прошло восемь лет с момента выпуска в свет первого издания книги «Защита от действия проникающей радиации», вышедшего в Госатомиздате в 1961 г. За это время атомная энергия нашла еще более широкое применение практически во всех областях науки и техники. Дальнейшее 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 ионизирующих излучений. В частности, гл. 1 дополнена материалом, касающимся деления атомных ядер, принципа действия ядерного реактора.

В гл. 3 и 4 представлен новый материал о биологическом действии излучения. В соответствии с последними рекомендациями Международной комиссии по радиационной 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 использованию атомной энергии в мирных целях Совета Экономической Взаимопомощи.

Гл. 5 дополнена описанием новых дозиметрических приборов, которые нашли практическое применение. Некоторые изменения, касающиеся системы обеспечения радиационной безопасности, внесены в гл. 6.

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

ВВЕДЕНИЕ

Подобно тому как предыдущее столетие было веком пара и электричества, двадцатое столетие стало веком атомной энергии, которая играет революционизирующую роль и вносит огромный вклад в научно-технический прогресс. В настоящее время энергия атома поставлена на вооружение народного хозяйства нашей страны. Сейчас, пожалуй, нет ни одной отрасли науки и техники, где бы в той или иной мере не использовалась энергия, освобождаемая при ядерных превращениях. Радиоактивные изотопы успешно применяются в медицине для лечения злокачественных новообразований 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.

Применение радиоактивных изотопов существенно расширило возможности экспериментальных исследований процесса изнашивания деталей и узлов машин, поведения смазочных материалов в трущихся частях машин, анализа жидких и газообразных сред.

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.

Применение радиоактивных изотопов позволило не только значительно расширить возможности научных исследований во многих областях знаний, но и вооружить ученых

новыми способами активного воздействия на природу.

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». В настоящее время завершается строительство нового атомного ледокола «Арктика».

Как известно, первым воплощением идеи использования энергии атома для получения электрической энергии явился пуск в нашей стране 27 июня 1954 г. Первой в мире атомной электростанции мощностью 5000 *квт*. Техническая инициатива Советского Союза в использовании достижений атомной науки в мирных целях нашла большое общественное признание.

В настоящее время ядерная энергетика развивается бурными темпами. Достаточно указать, что на 1 января 1972 г. в разных странах было введено в строй 100 атомных электростанций мощностью 30 млн. *квт* [1]. Таким образом, менее чем за 20-летний период мощность атомных электростанций возросла примерно в 6000 раз. Для такого роста мощности обычным электростанциям понадобилось около ста лет. Все это является ярким свидетельством того, что дальнейшее развитие народного хозяйства невозможно без прогресса в области ядерной энергетики.

Сейчас мы находимся на пороге вторжения атомной энергии в новую область человеческой деятельности: ядерно-энергетические установки устремляются в космос. На космических кораблях уже начинают использоваться бортовые атомные электростанции и изотопные источники электрической и тепловой энергии. Недалеко то время, когда просторы вселенной будут бороздить космические корабли с ядерно-ракетными двигателями.

Естественно, что при таком широком использовании атомной энергии с каждым годом растет число людей, которые могут подвергаться воздействию ионизирующего излучения. Поэтому так же как и при массовом использовании любого другого вида энергии (тепловой, механической, электрической или химической), большое значение приобретают правильная организация труда и осуществление защитных и профилактических мероприятий.

Известно, что воздействие на человека большого количества тепловой, механической, электрической энергии или ряда химических веществ может нарушить нормальную жизнедеятельность организма, а иногда привести к смертельному исходу; точно так же и ионизирующие излучения в определенных дозах оказывают вредное воздействие на организм человека.

Важно подчеркнуть, что радиация имеет свойства, которые вызывают необходимость принимать специальные меры безопасности.

Известно, что 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 наши органы чувств не приспособлены к восприятию ионизирующей 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 стимулировало развитие такой отрасли знаний как радиационная безопасность ,которая занимается разработкой эффективной системы контроля уровней радиации, определением допустимых уровней облучения, разработкой методов коллективной и индивидуальной защиты от воздействия радиации, вопросами организации труда в условиях воздействия излучения.

Для того чтобы исключить вредное воздействие ионизирующего излучения, необходима особая дисциплина и специальная организация работ с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. 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.

Благодаря огромному вниманию, которое общество уделяет радиационной безопасности на предприятиях и учреждениях, где ведутся работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, созданы эффективные средства защиты. В результате число несчастных случаев и профессиональных заболеваний значительно меньше, чем в любой другой отрасли промышленности. Достаточно указать, что подавляющее большинство работников облучается в дозах, меньших предельно допустимых [2].

В настоящей книге сделана попытка рассказать о характере воздействия ионизирующего излучения и мерах защиты, которые позволяют сделать работу с радиоактивными веществами такой, а в ряде случаев и более 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. Это позволит читателям, не специалистам в области радиационной безопасности, вспомнить используемые в книге общие понятия атомной физики и дозиметрии, не прибегая к другим источникам.

ГЛАВА 1

СВОЙСТВА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

СТРОЕНИЕ АТОМА И РАДИОАКТИВНОСТЬ

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, считая их неделимыми, т. е. не имеющими внутренней структуры.

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. 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*.

Протон обладает единицей положительного заряда**,

---

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

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

а атомный вес его примерно равен единице*. Нейтрон является нейтральной частицей, масса которого примерно равна массе протона.

Число протонов в ядре равно атомному номеру элемента в таблице Менделеева, а число нейтронов — разности между массовым числом и атомным 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 атомному номеру элемента. Поскольку атом в обычном состоянии нейтрален, то число электронов, вращающихся вокруг ядра, также равно атомному номеру элемента в таблице Менделеева.

Электроны располагаются вокруг ядра на оболочках, причем на каждой оболочке может находиться только 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.

При всех химических реакциях происходит перестройка только электронных оболочек, причем внешних, где электроны наиболее слабо связаны с ядром; 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.

Элементы, обладающие одинаковыми химическими свойствами, но разными массовыми числами (или соответственно разными атомными весами), называются изотопами.

---

* 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.

Очевидно, что ядра изотопов одного и того же элемента состоят из одинакового числа протонов и разного числа нейтронов.

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 обусловливается устойчивость ядер этих элементов.

Однако у тяжелых элементов, ядра которых состоят из большого числа частиц, ядерные силы притяжения уже не способны скомпенсировать 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. Естественной радиоактивностью обладают также и некоторые более легкие изотопы, встречающиеся в природе, например H^3 (тритий), K^{40}, C^{14}, 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 α-частицу, либо β-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, α-частица обладает двумя единицами положительного заряда, а ее атомный вес равен 4. Все ядра данного радиоактивного изотопа

испускают α-частицы вполне определенной энергии*. Энергия α-частиц, испускаемых известными в настоящее время радиоактивными изотопами, лежит примерно в пределах 3—9 *Мэв***.

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

При β-распаде в отличие от α-распада различные ядра данного радиоактивного изотопа испускают β-частицы различных энергий. В то же время для данного радиоактивного изотопа характерна определенная максимальная энергия β-частиц. Таким образом, энергетический спектр β-частиц является непрерывным (рис. 1). Непрерывность β-спектра обусловлена тем, что при β-распаде из ядер вылетают две частицы: электрон (или позитрон) и нейтрино****, между которыми по-разному распределяется избыточная энергия ядра данного радиоактивного изотопа. Максимальная энергия β-спектра у известных в настоящее время радиоактивных изотопов лежит в пределах от нескольких десятков килоэлектронвольт до 3—3,5 *Мэв*.

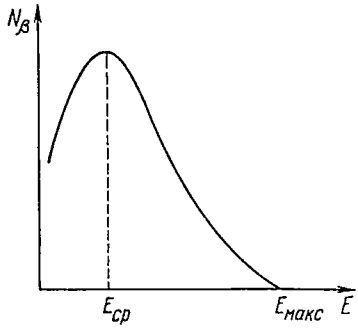

Рис. 1. Распределение β-частиц по энергиям в простом β-спектре:

N_β — число β-частиц; E — их энергия.

Посмотрим, что происходит с ядром в процессе радиоактивного распада. При вылете α-частицы в ядре становится на два протона и два нейтрона меньше. Таким образом,

---

* Мы не будем рассматривать здесь длиннопробежные и короткопробежные α-частицы, доля которых очень мала

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

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

**** Нейтрино — нейтральная частица с массой покоя, равной нулю; она обладает большой проникающей способностью.

при α-распаде образуется новый элемент, атомный номер которого меньше на две единицы, а массовое число — на четыре единицы. Например, при α-распаде радия Ra_{88}^{226} получается новый элемент — радон Rn_{86}^{222}*.

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

$$\underset{\text{нейтрон}}{n_0^1} \rightarrow \underset{\text{протон}}{p_1^1} + \underset{\text{электрон}}{e^-} + \underset{\text{нейтрино}}{\nu};$$

$$\underset{\text{протон}}{p_1^1} \rightarrow \underset{\text{нейтрон}}{n_0^1} + \underset{\text{позитрон}}{e^+} + \underset{\text{нейтрино}}{\nu}.$$

В первой реакции из ядра вылетает электрон, т. е. происходит электронный β^--распад. Общее число частиц во вновь образованном ядре остается неизменным, а число протонов увеличивается на единицу. Таким образом, при электронном β^--распаде образуется новое ядро с тем же массовым числом и на единицу большим атомным номером. Например, естественно радиоактивный изотоп Bi_{83}^{209} в процессе β^--распада превращается в изотоп с атомным номером 84 и тем же массовым числом, т. е. в Po_{84}^{209}.

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

В некоторых случаях дочернее ядро, образующееся в результате радиоактивного распада, может оказаться в возбужденном состоянии. Переход ядра из возбужденного состояния в невозбужденное сопровождается испускани-

* Число внизу у символа элемента обозначает атомный номер, а вверху — массовое число.

ем γ-излучения. Энергия γ-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 быстролетящих 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

$$E = h\nu, \tag{1}$$

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

$$\nu = \frac{c}{\lambda}. \tag{2}$$

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

ЗАКОН РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА

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

ется определенная доля ядер. Доля распадающихся ядер различна для разных радиоактивных элементов. Например, из общего числа атомов радия ежесекундно распадается $1{,}38 \cdot 10^{-11}$ часть, а из общего количества ядер радона $2{,}1 \cdot 10^{-8}$ часть. Доля атомов, распадающихся в единицу времени, называется постоянной распада λ. Постоянная распада измеряется в единицах *сек*$^{-1}$, *день*$^{-1}$, *год*$^{-1}$ и т. д.

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

$$N_t = N_0 e^{-\lambda t}. \tag{3}$$

где N_t — число оставшихся радиоактивных атомов по прошествии времени t; N_0 — число атомов радиоактивного элемента в некоторый начальный момент времени; e — основание натуральных логарифмов (e = = 2,718); λ — постоянная распада. На рис. 2 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:

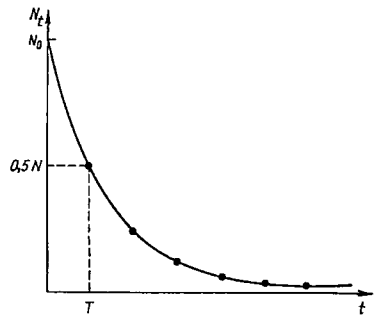

Рис. 2. Изменение числа радиоактивных атомов N_t со временем t.

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T} = \frac{0{,}693}{T}; \tag{4}$$

после подстановки в выражение (3) получаем

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

У различных радиоактивных изотопов период полураспада варьирует в очень широких пределах: от миллиар-

дов 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} — 3,83 дня и т. д.

При каждом акте радиоактивного распада выделяется примерно в миллион раз больше энергии, чем при такой бурной химической реакции, как горение (при соединении атома углерода с атомом 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*, которая соответствует $3{,}7 \cdot 10^{10}$ *расп/сек*. Производные единицы — милликюри (*мкюри*), микрокюри (*мккюри*), нанокюри (*нкюри*) и пикокюри (*пкюри*):

1 *мкюри* $= 10^{-3}$ *кюри* $= 3{,}7 \cdot 10^{7}$ *расп/сек*;
1 *мккюри* $= 10^{-6}$ *кюри* $= 3{,}7 \cdot 10^{4}$ *расп/сек*;
1 *нкюри* $= 10^{-9}$ *кюри* $= 37$ *расп/сек*;
1 *пкюри* $= 10^{-12}$ *кюри* $= 3{,}7 \cdot 10^{-2}$ *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. Оче-

видно, 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; λ 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 происходят в природе. Их усилия были направлены на то, чтобы найти способы, позволяющие проникнуть в ядро атома и произвести его перестройку. Это сулило бы не только осуществление извечной мечты алхимиков о превращении одного элемента в другой, но и давало бы возможность получить неисчерпаемый источник энергии.

Первым, кто сумел проникнуть в тайны атома, был великий физик нашего времени Эрнест Резерфорд. В качестве снарядов для бомбардировки ядер он использовал α-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 α-частицей и ядром. Предположение ученого блестяще подтвердилось. Резерфорд обнаружил, что при бомбардировке α-частицами (ядра гелия He_2^4) ядер азота N_7^{13} происходит вылет протона (ядро водорода H_1^1) и образуется ядро кислорода O_8^{16}

$$N_7^{14} + He_2^4 \rightarrow O_8^{17} + H_1^1. \qquad (6)$$

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

$$Li_3^7 + He_2^4 \rightarrow B_5^{10} + n_0^1, \qquad (7)$$

из алюминия — кремний и т. д.

Гос. публичная научно-техническая библиотека СССР
ЭКЗЕМПЛЯР
ЧИТАЛЬНОГО ЗАЛА

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, находящееся в возбужденном состоянии, 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, α-частица). В результате образуется ядро с числом протонов и нейтронов, отличным от исходного. Время жизни составного ядра ничтожно мало и составляет примерно 10^{-13} *сек.*

Например, при попадании α-частицы в ядро алюминия, которое состоит из 13 протонов и 14 нейтронов, образуется составное ядро с атомным 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:

$$Al_{13}^{27} + He_2^4 \rightarrow {}^*P_{15}^{31} \rightarrow Si_{14}^{30} + H_1^1. \qquad (8)$$

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 γ-кванта. Например,

$$C_3^{12} + H_1^1 \rightarrow N_7^{13} + \gamma. \qquad (9)$$

В настоящее время на современных ускорителях ядерные частицы (протоны, нейтроны, дейтроны, α-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 β^+- или β^--распад. У некоторых искусственно

радиоактивных изотопов β-распад сопровождается испусканием γ-квантов, если образовавшееся в результате распада ядро оказывается в возбужденном состоянии.

Искусственно радиоактивные изотопы могут быть получены при бомбардировке ядер стабильных изотопов α-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 α-частице, протону или дейтрону. Нейтроны с очень малой энергией, 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,

$$Co_{27}^{59} + n_0^1 \rightarrow Co_{27}^{60} + \gamma. \qquad (10)$$

Образующийся изотоп Co_{27}^{60} является искусственно радиоактивным. Испуская β^--частицу, он превращается в стабильный изотоп никеля (Ni_{28}^{60}). В процессе распада ядра Co_{27}^{60} испускаются два γ-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. [3].

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 α-частицы, например 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 одного атома углерода с атомом 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 α-частица, способная проникнуть в другое ядро алюминия.

Ввиду того что размер ядра в десятки тысяч раз меньше размера атома, вероятность попадания α-частицы или протона в ядро ничтожно мала. Примерно одна из 100 000 α-частиц или протонов может проникнуть в ядро. К тому же, чтобы α-частице или протону проникнуть в ядро, они должны преодолеть кулоновские силы отталкивания, которые с приближением к ядру возрастают. Поэтому α-частицы или протоны, предназначенные для бомбардировки ядер, должны быть предварительно разогнаны на ускорителях до больших энергий. 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.

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. Можно считать, что с этого момента начался новый этап в развитии ядерной физики — возможность использования энергии, таившейся в недрах атома, стала реальностью.

Объяснение новому явлению дали Фредерик Жолио-Кюри и Лизе 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. 3). Таким образом один нейтрон может положить начало целой цепочке делений, при этом количество ядер, подвергшихся делению, лавинообразно нарастает, т. е. реакция деления урана развивается как цепная реакция. Например, доли секунды достаточно для того, чтобы разделились все ядра, содержащиеся в 1 *кг* урана (примерно $3 \cdot 10^{24}$ ядер). Энергия, выделяющаяся при этом, равна энергии, освобождаемой при взрыве 20 000 *т* тротила или при сжигании 2,5 тыс. *т* каменного угля.

При делении ядер урана примерно 83% энергии преобразуется в кинетическую энергию осколков; 3% связано с энергией γ-квантов, которые образуются мгновенно при

делении, и 3% уносится образующимися при делении нейтронами. Остальные 11% энергии выделяются постепенно в виде энергии β-частиц и γ-квантов в процессе радиоактивного распада ядер изотопов (осколков), образующихся при делении.

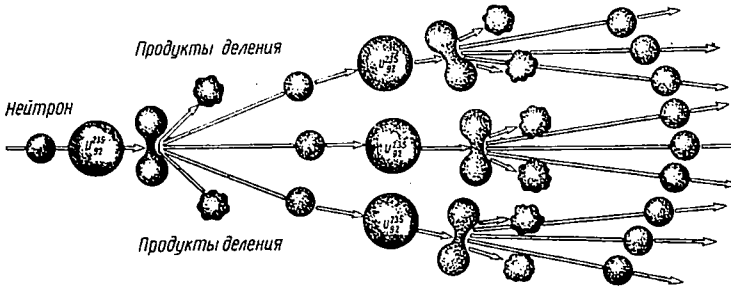

Рис. 3. Цепная реакция деления урана.

На пути практического использования цепной реакции деления урана важное значение имело открытие советских физиков Г. Н. Флёрова и К. А. Петржака, которые в 1940 г. показали, что существует новый вид радиоактивности — самопроизвольное (спонтанное) деление ядер изотопа 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}. Природный уран представляет собой в основном смесь изотопов U^{238} и U^{235}, причем содержание U^{235} 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 энергия нейтронов, образующихся при делении U^{235}. Таким образом, нейтроны, образующие при делении U^{235} с энергией порядка 1 *Мэв*, в основном рассеиваются ядрами U^{238}, которых значительно больше; энергия нейтронов постепенно убывает до тех пор, пока они не достигнут энергий, соответствующих так называемой резонансной области (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 β^--распада превращается в новый 93-й элемент Np^{239}. Период полураспада U^{239} равен 23 *мин*.

Изотоп Np^{239} также является неустойчивым; в процессе β^--распада ($T = 2,3$ дня) он превращается в элемент с атомным номером 94, названный плутонием:

$$U_{92}^{238} + n_0^1 \rightarrow U_{92}^{239} + \gamma; \qquad (11)$$

$$U_{92}^{239} \xrightarrow[T=23\ мин]{\beta^-} Np_{93}^{239}; \qquad (12)$$

$$Np_{93}^{239} \xrightarrow[T=2,3\ дня]{\beta^-} Pu_{94}^{239}. \qquad (13)$$

Плутоний также радиоактивен: в процессе α-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 атомной энергии.

Ядра урана или плутония, захватив нейтроны, могут разделиться различными способами (до 30—40). Массовые числа образующихся продуктов деления имеют значения от 72 до 158. Например, при делении образуются изотопы стронция, бария, лантана, цезия, иода, циркония, ниобия, аргона, ксенона и других элементов. Наиболее вероятно деление ядра на осколки с массовыми числами 95 и 139.

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

В 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, последовавших 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 число нейтронов каждого последующего поколения, образовавшееся при делении ядер U^{235}, больше числа нейтронов предыдущего поколения.

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} (т. е. в области энергий 1—10 *эв*) будет сведен к минимуму. В этом случае часть нейтронов, замедленных до тепловых энергий, т. е. соответствующих кинетической энергии движения молекул (около 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. Наиболее эффективными замедлителями нейтронов являются легкие вещества, масса ядер которых незначительно отличается от массы нейтрона (см. гл. 2). Кроме того, важно, чтобы сечение захвата нейтронов ядрами замедлителя было как можно меньше. Лучшими замедлителями нейтронов являются тя-

желая вода, углерод (графит), бериллий или окись бериллия. Обычная вода обладает сравнительно большим сечением захвата тепловых нейтронов и может быть использована в качестве замедлителя лишь 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 горючее 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 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 футбольного стадиона в Чикаго прошло свыше 30 лет. За это время во многих странах мира разработано и построено большое число реакторов различных типов, отличающихся друг от друга как размерами, так и мощностью (от долей ватта до миллиона 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. Экспериментальные 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 промыш-

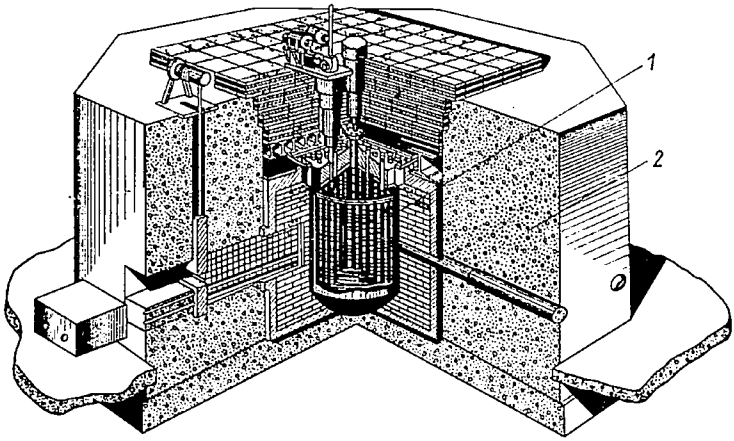

Рис. 4. Аргоннский тяжеловодный реактор:
1 — активная зона; *2* — бетонная защита реактора со стенами толщиной 2,6 *м*.

ленными. Реакторы, предназначенные для получения энергии, носят название энергетических.

При работах ядерных реакторов образуются интенсивные потоки нейтронов и γ-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. 4 дан схематический разрез энергетического реактора Аргоннской национальной лаборатории на тепловых нейтронах (замедлитель — тяжелая вода). Мощность реактора 300 *квт* [4].

В процессе цепной реакции деления, происходящей в ядерном реакторе, выделяется большое количество энергии, поэтому необходимо производить охлаждение реактора. Ес-

ли 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.

Сейчас использование атомной энергии, освобожденной при делении ядер в реакторе, идет в основном по пути превращения тепловой энергии в электрическую. Для этого жидкость или газы (называемые теплоносителем),

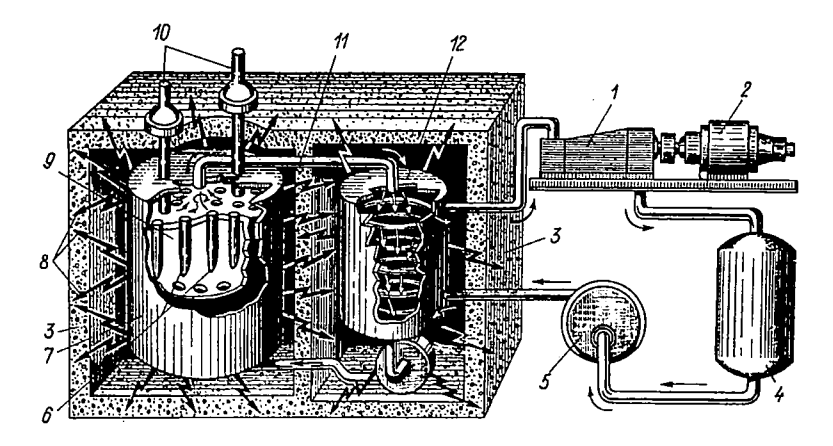

Рис. 5. Схема атомной электростанции [5]:

1 — турбина; *2* — генератор переменного тока; *3* — бетонная защита; *4* — конденсатор; *5* — циркуляционный насос; *6* — урановые стержни; *7* — реактор; *8* — γ-излучение, исходящее из активной зоны реактора; *9* — замедлитель; *10* — управляющие стержни; *11* — теплоноситель; *12* — парогенератор.

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. 5).

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 ядерно-энергетических установок показал их неоспоримое преимущество перед тепловыми двигателями.

Кроме того, показана возможность безопасной эксплуатации подобных установок. В настоящее время прирост мощностей атомных электростанций неуклонно повышается. Так, в СССР за 9-ю пятилетку прирост мощностей атомных электростанций составит примерно 8 млн. *квт*.

Возможности ядерной энергетики, а также ее экономическая эффективность еще более возрастут, когда будут сконструированы промышленные установки для непосредственного превращения атомной энергии в электрическую.

В этом плане весьма перспективными представляются исследования по созданию магнитогидродинамических (МГД) генераторов, где происходит образование электрической энергии при прохождении через магнитное поле ионизованных газов, нагретых в реакторе до высоких температур. Коэффициент полезного действия МГД генераторов может составить 50—60%, тогда как коэффициент полезного действия на паротурбинных конденсационных электростанциях достигает только 35—40% [1].

Ядерный реактор является не только источником энергии, но и «фабрикой» изотопов. Так, в процессе деления ядер урана в реакторе накапливаются радиоизотопы (продукты деления урана), которые 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.

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

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 (α- и β-частицы), нейтронов и γ-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 в процессе взаимодействия с электрическим полем ядра называют радиационными потерями.

В области малых и средних энергий электронов (до нескольких мегаэлектронвольт), а для α-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 α-частиц и 34 *эв* — для электронов. Однако эта величина не равна истинной работе

ионизации атома, составляющей 15—17 *эв*, т. е. энергии, которая требуется для отрыва электрона от атома. Энергию, идущую на образование одной пары ионов, определяют как 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.

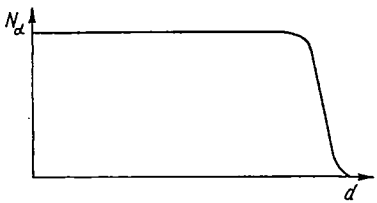

Рис. 6. Типичная кривая поглощения α-частиц в веществе:

N_α — число α-частиц, проходящих через 1 *см*² поверхности вещества в 1 *сек*; d — толщина поглотителя.

Рассмотрим параллельный поток α-частиц. По мере прохождения через вещество энергия α-частиц постепенно расходуется на ионизацию. Этот процесс будет протекать до тех пор, пока энергия α-частицы не уменьшится настолько, что частица будет не способна производить ионизацию, после чего она присоединит к себе два электрона и превратится в атом гелия. Вследствие того, что масса α-частиц примерно в 7000 раз больше массы электрона, путь ее в веществе прямолинейный. Если учесть к тому же, что все α-частицы, испускаемые данным радиоактивным изотопом, обладают, как правило, одной и той же энергией, то число α-частиц в параллельном пучке, проходящем через единицу поверхности поглотителя, остается постоянным и резко падает до нуля в конце пробега (рис. 6). 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

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

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

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

где 35 *эв* — средняя энергия, затрачиваемая α-частицей на образование одной пары ионов.

Чем больше энергия частицы, тем больше ее пробег и, следовательно, тем больше полная ионизация. Пробеги α-частиц, испускаемых радиоактивными веществами, достигают 8—9 *см* в воздухе (рис. 7), а в мягкой биологической ткани — нескольких десятков микрон. В табл. 1 приведены значения пробегов α-частиц в воздухе и мягкой биологической ткани для наиболее важных радиоактивных изотопов.

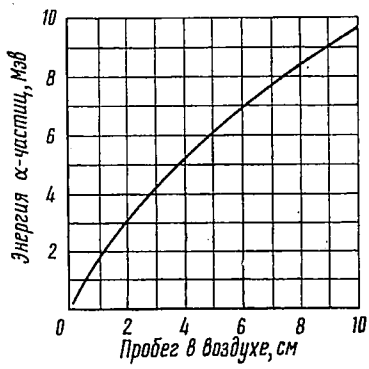

Рис. 7. Зависимость пробега α-частиц в воздухе от их энергии E_α.

Как следует из табл. 1, полная ионизация для α-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 α-частиц через вещество.

Таблица 1

Пробег α-частиц в различных веществах

Радиоактивный изотоп	Период полураспада	Энергия α-частиц, *Мэв*	Пробег в воздухе, *см*	Пробег в мягкой биологической ткани, *мкм*	Полная ионизация, 10^6 пар ионов
Po^{210}	138,4 дня	5,3	3,8	45	1,52
Po^{212}	$3 \cdot 10^{-7}$ *сек*	8,8	8,6	105	2,5
Ra^{226}	1622 года	4,8	3,3	40	1,37
Rn^{222}	3,83 дня	5,5	4,0	49	1,57
Th^{232}	$1{,}4 \cdot 10^{10}$ лет	4,0	2,5	31	1,14
U^{238}	$4{,}5 \cdot 10^9$ лет	4,2	2,7	34	1,2
Pu^{239}	$2{,}4 \cdot 10^4$ лет	5,15	3,7	43	1,47

Очевидно, что чем меньше энергия, а следовательно, и скорость частицы, тем больше вероятность ее взаимодействия с электронами атомов. Следовательно, по мере прохождения через вещество удельная ионизация возрастает, достигая максимума в конце пробега. На рис. 8 приведена

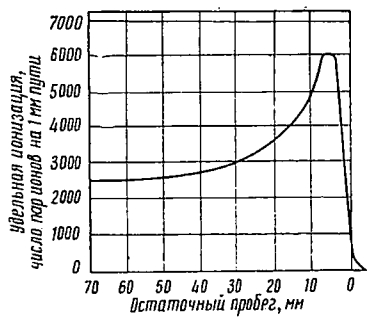

Рис. 8. Изменение удельной ионизации вдоль пробега α-частицы.

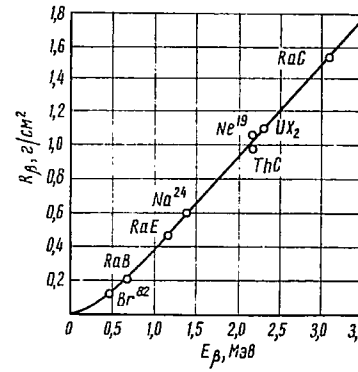

Рис. 9. Зависимость пробега β-частиц R_β от энергии E_β.

кривая, характеризующая изменение удельной ионизации вдоль пробега α-частицы.

Рассмотрим α- и β-частицы одинаковой энергии. Поскольку масса β-частицы во много раз меньше массы α-частицы, то ее скорость больше, и поэтому вероятность взаимодействия с веществом значительно меньше, чем у α-частицы. Кроме того, заряд β-частицы по абсолютной величине в два раза меньше, чем у α-частицы, что также обусловливает меньшую вероятность взаимодействия. Следовательно, удельная ионизация β-частиц меньше, чем α-частиц, т. е. на каждую единицу пути β-частица образует меньшее число пар ионов, теряя при этом меньшую долю энергии. В результате пробег β-частицы в веществе больше, чем α-частицы, обладающей той же энергией. Удельная ионизация, создаваемая α-частицей в воздухе на 1 *см* пути, составляет в среднем несколько десятков тысяч пар ионов, а для β-частиц — всего 50—100 пар ионов.

На рис. 9 представлена кривая, характеризующая зависимость пробега β-частиц R_β от их энергии E_β. В табл. 2 приведены максимальные пробеги β-частиц в воздухе, алюминии и мягкой биологической ткани.

Таблица 2

Пробеги β-частиц в различных веществах

Радиоактивный изотоп	Период полураспада	Максимальная энергия β-частиц, *Мэв*	Максимальный пробег, *см*		
			в воздухе	в мягкой биологической ткани	в алюминии
C^{14}	5570 лет	0,155	22	0,02	0,008
Na^{24}	15,4 *ч*	1,390	465	0,72	0,222
P^{32}	14,3 дня	1,704	610	0,92	0,285
S^{35}	87,1 дня	0,167	28	0,02	0,01
Ca^{45}	165 дней	0,255	47	0,06	0,022
Co^{60}	5,26 года	0,310	62	0,09	0,029
Br^{82}	35,4 *ч*	0,465	116	0,16	0,056
Sr^{89}	50,36 дня	1,500	510	0,80	0,247
W^{185}	73,2 дня	0,430	93	0,15	0,044
Tl^{204}	3,56 года	0,783	217	0,35	0,11

Мы видим, что пробег в воздухе β-частиц с энергией 1,5 *Мэв* (Sr^{89}) достигает 510 *см*, в то время как пробег α-частиц с энергией 8,8 *Мэв* не превышает 9 *см* (см. табл. 1).

Поскольку β-частицы (электроны) примерно в 7000 раз легче, чем α-частицы, для них большое значение имеет эффект рассеяния.

Вследствие значительного рассеяния путь β-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 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 α-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. 10).

Ввиду того что спектр β-частиц является непрерывным, кривая поглощения пучка β-частиц спадает быстрее, чем

кривая поглощения моноэнергетических электронов. Это обусловлено тем, что β-частицы различной энергии полностью поглощаются разными слоями поглотителя. Типичная кривая поглощения параллельного пучка β-частиц приведена на рис. 11.

Пусть N_0 — число β-частиц, проходящих через 1 *см*² поверхности поглотителя в 1 *сек*, тогда число частиц, про-

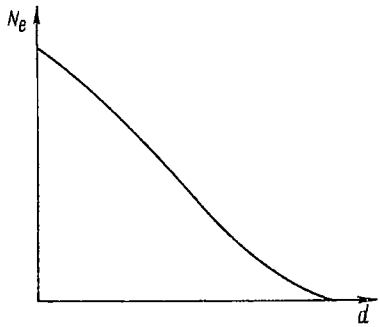

Рис. 10. Типичная кривая поглощения моноэнергетических электронов:

N_e — число электронов, проходящих через 1 *см*² поверхности вещества в 1 *сек*; *d* — толщина поглотителя.

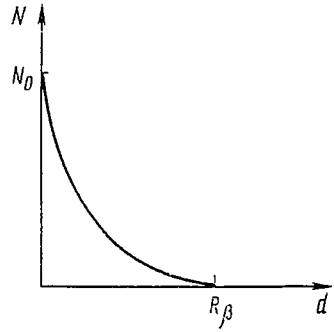

Рис. 11. Типичная кривая поглощения β-частиц в веществе:

R_β — максимальный пробег; *d* — толщина поглотителя.

шедших через слой поглотителя *d см*, приблизительно равно

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

μ характеризует относительное уменьшение потока β-частиц после прохождения слоя поглотителя толщиной 1 *см*.

Пробег α- или β-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 α- или β-частиц в мягких биологических тканях примерно в 770 раз меньше, чем пробег в воздухе, так как плотность этих тканей ($\rho \approx 1$ *г/см*³) примерно в 770 раз больше плотности воздуха (0,001293 *г/см*³).

Очень часто толщину поглотителя выражают не в сантиметрах или миллиметрах, а в единицах *г/см*² или *мг/см*², т. е. указывают массу поглотителя, приходящуюся на 1 *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 β-частицы равен 0,54 *г/см*², определим его пробег в сантиметрах в алюминии, плотность которого равна 2,7 *г/см*³:

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

Удобство измерять толщину поглотителя в указанных выше единицах состоит в том, что пробеги α- или β-частиц данной энергии в различных материалах имеют примерно одно и то же значение (в единицах *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 движущийся 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 рас-

сеянии на ядрах аргона — не более 8—9%. Поэтому, как отмечалось выше, в качестве замедлителей нейтронов лучше всего использовать легкие вещества — дейтерий, обычную или тяжелую воду, углерод, парафин, бериллий.

В процессе упругого рассеяния энергия нейтрона постепенно уменьшается и приближается к энергии теплового движения атомов и молекул среды, равной примерно 0,025 *эв*. Такие нейтроны называются тепловыми. Для того чтобы нейтрон с первоначальной энергией 1 *Мэв* стал тепловым, число столкновений с ядрами водорода должно быть равно 2^n, т. е.

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

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 $\sim$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:

$$X_Z^A + n_0^1 \rightarrow X_Z^{A+1} + \gamma, \qquad (16)$$

т. е. образуется изотоп исходного элемента, а избыток энергии ядра вследствие такой перестройки излучится в виде γ-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. В результате из ядра вылетит α-частица, протон или нейтрон и произойдет ядерная реакция. Избыток энергии ядра

излучится в виде γ-кванта:

$$\left.\begin{aligned} X_Z^A + n_0^1 &\to X_{Z-1}^A + p_1^1 + \gamma; \\ X_Z^A + n_0^1 &\to X_{Z-2}^{A-3} + \alpha + \gamma; \\ X_Z^A + n_0^1 &\to X_Z^A + n_0^1 + \gamma. \end{aligned}\right\} \qquad (17)$$

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 *кэв* $< E <$ 10 *Мэв*); промежуточные нейтроны (0,5 *эв* $< E <$ 500 *кэв*); тепловые нейтроны ($E \leqslant 0{,}025$ *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 $E \geqslant 20$ *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 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» σ, которое измеряется в единицах *см*^{2}. Эффективное сечение упругого рассеяния равно $1 \cdot 10^{-24}$—$3 \cdot 10^{-24}$ *см*^{2}, причем оно возрастает с увеличением атомного номера среды. Рассмотрим, как следует интерпретировать понятие «эффективное сечение». Предположим для упругого рассеяния $\sigma = 3 \cdot 10^{-24}$ *см*^{2}. Это значит, что если на площадке в 1 *см*^{2} расположить $3 \cdot 10^{23}$ ядер, то каждый нейтрон, проходящий через эту площадку, испытывает процесс упругого рассеяния. Или если на площадке в 1 *см*^{2} расположить одно ядро, то для того, чтобы произошел один акт упругого рассеяния, через эту площадку должны пройти $3 \cdot 10^{23}$ нейтронов. Эффективное сечение тепловых нейтронов варьирует в широких пределах для различных элементов от $\sim 10^{-24}$ до 10^{-21} *см*^{2}.

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

$$N_d = N_0 e^{-n\sigma d}, \tag{18}$$

где N_d — поток нейтронов после прохождения слоя вещества толщиной d; n — число ядер, содержащихся в 1 *см*^{3} вещества; σ — эффективное сечение взаимодействия нейтронов с ядрами. Эффективное сечение взаимодействия 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 $\lambda_р$. Средней длиной пробега по отношению к поглощению $\lambda_п$ называется слой вещества, после прохождения которого поток нейтронов

ослабляется в результате поглощения в е раз (е=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 γ-кванты, которые производят ионизацию за счет вторичных частиц.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ γ-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 γ-излучения. Интенсивностью излучения называется энергия излучения, проходящая за 1 *сек* через 1 *см*^{2} поверхности, перпендикулярной к направлению распространения излучения. Интенсивность измеряется в единицах *эрг/(см*^{2} · *сек)*, *Мэв/(см*^{2} · *сек)* или соответственно *кэв/(см*^{2} · *сек)*, *эв/(см*^{2} · *сек)*.

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

$$I = N h\nu, \tag{19}$$

где N — число фотонов, проходящих в 1 *сек* через площадку 1 *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 дискретным. Иначе говоря, дискретный спектр представляет собой совокупность нескольких моноэнергетических спектральных линий. Интенсивность дискретного спектра равна

$$I = N_1 h\nu_1 + N_2 h\nu_2 + N_3 h\nu_3 + \ldots + N_n h\nu_n, \tag{20}$$

где N_1, N_2, N_3, ..., N_n — число фотонов, проходящих в 1 *сек* через 1 *см*^{2} и обладающих энергиями $h\nu_1$, $h\nu_2$, $h\nu_3$, ..., ..., $h\nu_n$.

Протоны и нейтроны в ядре так же, как и электроны в атоме, могут находиться во вполне определенных энергети-

---

* При осуществлении ядерных реакций также образуются заряженные частицы (протоны и α-частицы).

ческих состояниях, поэтому спектр γ-излучения, как и спектр характеристического излучения атома, является дискретным.

При взаимодействии γ-излучения с электронами атомов ослабление интенсивности происходит в основном вследствие фотоэлектрического поглощения, некогерентного (комптоновского) рассеяния и процесса образования пар.

В результате взаимодействия с протонами и нейтронами ядра происходят ядерные реакции различного типа, называемые фотоядерными.

Фотоэлектрическое поглощение. Кванты излучения в процессе взаимодействия с электронами атомов могут передавать им всю 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 вероят-

ность процесса возрастает пропорционально Z, т. е. примерно пропорционально плотности поглотителя.

Образование пар. В процессе взаимодействия квантов излучения с электрическим полем атомных ядер поглотителя 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 γ-квантов с веществом часть энергии излучения преобразуется в кинетическую энергию электронов, которые, проходя через вещество, производят ионизацию. Вероятность каждого из указанных процессов взаимодействия γ-излучения с веществом зависит от энергии γ-квантов и атомного номера поглотителя.

Процесс фотоэлектрического поглощения играет существенную роль для γ-квантов малых энергий и для веществ с большим атомным номером. В воздухе, воде и биологических тканях поглощение за счет фотоэффекта составляет 50% при энергии γ-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 обусловливает ослабление интенсивности γ-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—2,5 *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 γ-квантов, испускаемых большинством радиоактивных изотопов, не превышает 2 *Мэв*, для решения практических вопросов защиты наиболее су-

щественными процессами взаимодействия являются фотоэлектрическое поглощение и некогерентное рассеяние. Ослабление γ-излучения в веществе происходит тем сильнее, чем меньше энергия квантов и чем больше плотность и атомный номер вещества. Если через I_0 обозначить интенсивность излучения в точке K в отсутствие поглотителя

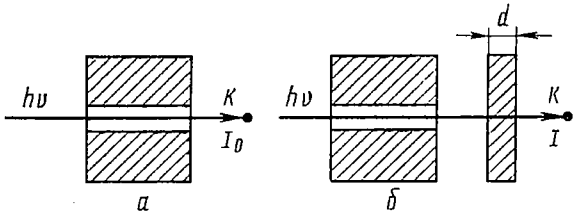

Рис. 12. Схема прохождения узкого пучка γ-излучения через вещество.

(рис. 12, *а*), то интенсивность потока γ-излучения после прохождения слоя вещества толщиной *d см* (рис. 12, *б*) будет равна

$$I = I_0 e^{-\mu d}, \qquad (21)$$

где μ — линейный коэффициент ослабления ($см^{-1}$), характеризующий относительное ослабление γ-излучения в слое вещества толщиной 1 *см*.

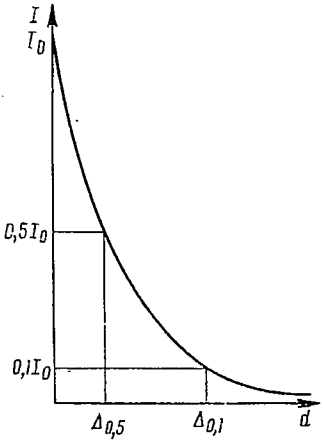

Рис. 13. Зависимость ослабления интенсивности γ-излучения *I* от толщины поглотителя.

На рис. 13 приведена кривая ослабления интенсивности потока γ-излучения в зависимости от толщины поглотителя. Мы видим, что кривая не пересекается с осью абсцисс, а монотонно приближается к ней с увеличением толщины. Это значит, что какой бы ни была взята толщина слоя вещества, нельзя полностью поглотить поток γ-излучения, а можно только ослабить его интенсивность в любое заданное число раз. В этом существенное отличие характера ослабления γ-кван-

тов от характера ослабления α- и β-частиц, для которых всегда можно подобрать такой слой вещества, в котором происходит полное поглощение потока α- или β-частиц.

Как следует из рис. 13, после прохождения слоя вещества толщиной $\Delta_{0,5}$ интенсивность излучения уменьшается в два раза, т. е. составляет 0,5 I_0. Толщина поглотителя, после прохождения которого интенсивность потока γ-излучения ослабляется вдвое, называется слоем половинного ослабления γ-излучения. Между линейным коэффициентом ослабления и слоем половинного ослабления существует следующая взаимосвязь:

$$\Delta_{0,5} = \frac{0,693}{\mu}. \qquad (22)$$

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.

Толщина поглотителя, после прохождения которого интенсивность излучения уменьшается в 10 раз, т. е. $I = 0,1\ I_0$, называется слоем десятикратного ослабления и обозначается $\Delta_{0,1}$ (см. рис. 13). Очевидно, для ослабления излучения в 10^n раз необходимо, чтобы толщина поглотителя равнялась n слоям десятикратного ослабления. Между слоем десятикратного ослабления и линейным коэффициентом ослабления существует следующая зависимость:

$$\Delta_{0,1} = \frac{2,3}{\mu}. \qquad (23)$$

Приведенная выше формула (21) характеризует закон ослабления узкого пучка γ-излучения. В этом случае усло-

вия 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. 14). В этом случае говорят, что выполняется геометрия широкого пучка.

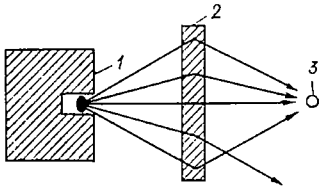

Рис. 14. Схема геометрии широкого пучка γ-излучения: *1* — источник излучения; *2* — поглотитель; *3* — детектор.

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:

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

где $B(h\nu, \mu d, Z)$ — фактор накопления, учитывающий изменение интенсивности потока γ-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 *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 удобнее пользоваться понятием дозы (см. гл. 3), а не ин-

тенсивности, тем более что большинство дозиметрических приборов измеряют дозу излучения, а не интенсивность. Если P_0 — мощность дозы (доза в единицу времени) излучения в данной точке в отсутствие поглотителя, а P —

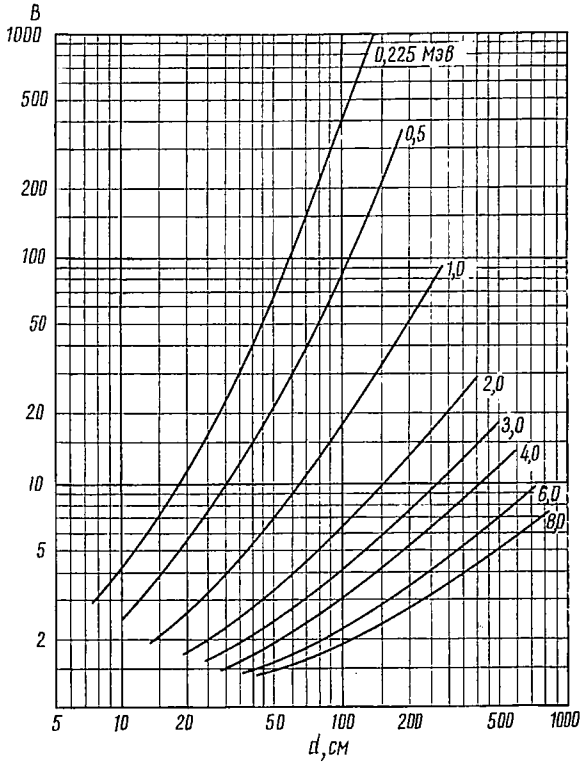

Рис. 15. Зависимость дозового фактора накопления B от толщины слоя воды d для широкого пучка γ-излучения различных энергий.

мощность дозы излучения в данной точке после прохождения слоя поглотителя толщиной d, то

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

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

На рис. 15 и табл. 3 в качестве примера даны значения дозового фактора накопления в воде и свинце для γ-квантов различных энергий [6—8].

Таблица 3

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

Энергия излучения $h\nu$, *Мэв*	μd				
	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

С достаточной степенью точности фактор накопления можно представить в следующем виде

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

где A_1, $A_2 = 1 - A_1$, α_1, α_2 — постоянные, зависящие от энергии излучения и атомного номера поглотителя [6, 9, 10].

Подставив аналитическое выражение фактора накопления в формулу (25), получим уравнение для определения мощности дозы γ-излучения после прохождения через поглотитель толщиной d с учетом рассеянного излучения

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

Как указывалось выше, ослабление интенсивности излучения обусловлено в основном процессом фотоэлектрического поглощения, некогерентного рассеяния и образования пар, поэтому линейный коэффициент ослабления μ можно представить в виде

$$\mu = \tau + \sigma + \chi, \qquad (28)$$

где τ, σ, χ характеризуют относительное уменьшение интенсивности излучения за счет процесса фотоэлектрическо-

го поглощения, некогерентного рассеяния и образования пар соответственно.

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

$$\mu = \sigma + \tau. \tag{29}$$

Для легких элементов (вода, алюминий, биологическая

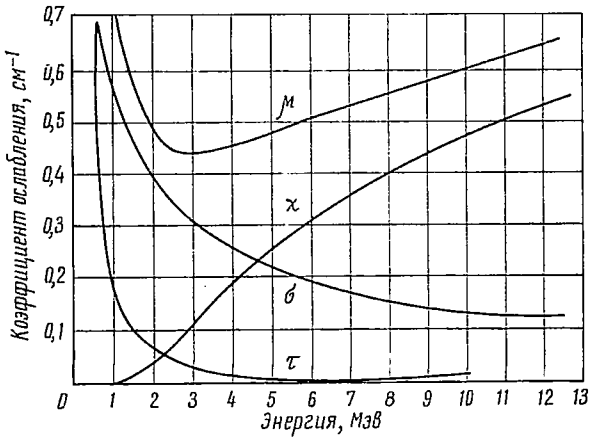

Рис. 16. Зависимость μ, τ, σ и χ для свинца от энергии γ-излучения.

ткань) начиная с 200 *кэв* процессом фотоэлектрического поглощения можно пренебречь:

$$\mu = \sigma, \tag{30}$$

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

На рис. 16 приведены кривые, характеризующие изменение μ, σ, χ и τ для свинца в зависимости от энергии γ-излучения. С увеличением энергии γ-излучения коэффициент ослабления μ вначале уменьшается, проходит через пологий минимум при энергии, равной примерно 2,5—3,5 *Мэв*, а затем постепенно возрастает в области энергий, где процесс образования пар начинает играть существенную роль. Поскольку χ пропорционально примерно квадрату атомного

номера поглотителя, возрастание коэффициента ослабления μ у легких элементов (с малым Z) начинается при значительно больших энергиях.

Для воды и алюминия некоторое возрастание μ начинается при энергиях порядка 30—40 *Мэв*.

Для моноэнергетического излучения коэффициент ослабления зависит только от энергии излучения, атомного

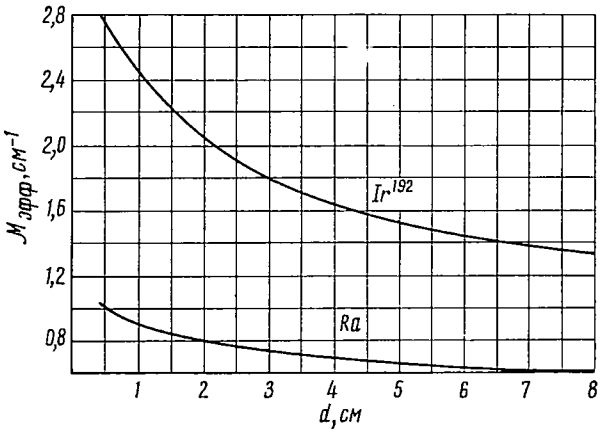

Рис. 17. Изменение эффективного коэффициента ослабления $\mu_{эфф}$ в зависимости от толщины свинцового поглотителя d для γ-излучения Ir^{192} и препарата радия, находящегося в равновесии со своими продуктами распада.

номера и плотности поглотителя и не зависит от его толщины.

Если же спектр излучения немоноэнергетический, т. е. в его состав входят кванты различных энергий, то такое излучение можно рассматривать как моноэнергетическое с некоторой эффективной энергией $E_{эфф}$ и эффективным коэффициентом ослабления $\mu_{эфф}$. Законы ослабления описываются теми же формулами, что и моноэнергетическое излучение, но в отличие от μ эффективный коэффициент ослабления $\mu_{эфф}$ 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 немоноэнергетического 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 $\mu_{эфф}$ соответственно уменьшается. На рис. 17 показан характер изменения эффективного коэффициента ослабления $\mu_{эфф}$ для γ-излучения радиоактивных изотопов Ir^{192} и радия в зависимости от толщины свинцового поглотителя [6].

Значения коэффициентов ослабления, а также коэффициентов A, α_1 и α_2 в аналитическом выражении факторов накопления для γ-излучения различных энергий и различных поглотителей приведены во многих книгах и справочниках [6—11].

ГЛАВА 3

ДОЗА 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 реагируют на воздействие окружающей среды и помогают 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.

При разработке защитных мероприятий важно знать тот минимальный уровень воздействия, который не принесет вреда данному индивидууму и популяции в целом. Поэтому усилия ученых направлены не только на изучение механизма действия различных 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 радиация не безразлична для человека и при определенных условиях вызывает 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 β-частицы, γ-кванты, нейтроны, протоны, ядра отдачи, многозарядные ионы, 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 (α- и β-частицы, протоны, ядра отдачи, многозарядные ионы) непосредственно производят ионизацию, в то время как нейтроны и γ-кванты непосредственно ионизацию не производят; в процессе их взаимодействия с веществом создаются заряженные частицы (ядра отдачи или электроны), которым нейтроны или γ-кванты передают всю или часть своей энергии при каждом акте взаимодействия. Образованные в процессе взаимодействия заряженные частицы, 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 инициировать ряд химических реакций, вследствие чего возникают новые химические соединения. Например, в водных растворах образуется атомарный водород и радикалы OH, 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 образование свободных радикалов или распад молекул приводит к изменению биохимических процессов в организме. В результате происходят нарушение обменных процессов, подавление активности ферментных систем, замедление или прекращение роста тканей. Таким образом под действием ионизирующего излучения может произойти нарушение жизнедеятельности отдельных систем и организма в целом. Очевидно, чем больше происходит в организме 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 линейной передачи энергии излучения (ЛПЭ), т. е. зависит от линейной плотности ионизации, т. е. числа пар ионов, образованных на единице пути излучения в веществе. Например, если облучать глаз потоками электронов и нейтронов, которые соз-

дадут 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 γ-излучением указанных энергий. В этом случае линейная плотность ионизации, создаваемая вторичными электронами, будет составлять $\sim$ 100 пар ионов на 1 *мкм* пути в воде. ЛПЭ соответственно равна 3,5 *кэв* на 1 *мкм* воды [12].

В дальнейшем было показано, что биологическая эффективность рентгеновского или γ-излучения практически не зависит от энергии кванта. Поэтому ОБЭ рентгеновского и γ-излучения всех энергий может быть принята равной 1. Очевидно, что ОБЭ β-частиц (электронов) и γ-квантов одинакова, так как ионизирующее действие γ-квантов обусловлено вторичными электронами, образующимися в процессе взаимодействия γ-излучения с веществом.

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

Считается, что ОБЭ быстрых нейтронов такая же, как и α-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.

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:

$$H_1^1 + n_0^1 \rightarrow H_1^2 + \gamma; \quad (31)$$

$$N_7^{14} + n_0^1 \rightarrow C_5^{14} + H_1^1. \quad (32)$$

В результате реакции (31) ядра водорода захватывают тепловые нейтроны и превращаются в ядра тяжелого водорода — дейтерия; происходит испускание γ-квантов. Реакция (32) приводит к образованию ядер углерода и испусканию ядра водорода — протона, обладающего определенным запасом кинетической энергии. Ядра C_6^{14}, являясь радиоактивными, испускают β-частицы и превращаются в ядра стабильного изотопа азота

$$C_5^{14} \rightarrow e_{-1} + N_7^{14}. \quad (33)$$

Таким образом, ионизация ткани, возникающая под действием тепловых нейтронов, обусловлена γ-квантами и протонами (ядрами водорода). Ввиду того, что эффективное сечение этих реакций различно, содержание азота в ткани много меньше, чем водорода и неодинакова плотность ионизации, обусловленной γ-квантами и протонами, получается, что ОБЭ для тепловых нейтронов оказывается равной 3.

Очевидно, что ОБЭ зависит не только от вида излучения, но и от его энергии. Например, α-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 данной книги. Очевидно, что дальнейшее, более глубокое обоснование предельно допустимых уровней облучения и корректность оценки лучевых воздействий во многом зависят 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 ионизирующего излучения по ожидаемому биологическому эффекту только в зависимости от линейной плотности ионизации, а оставить его для радиобиологии [12].

Согласно рекомендациям Международной комиссии по радиационной защите, для оценки эффективности излучения, создающего различную линейную плотность ионизации в тканях, вводится понятие коэффициент качества *КК*, показывающее, во сколько раз ожидаемый биологический эффект больше, чем для излучения с ЛПЭ, равной 3,5 *кэв* на 1 *мкм* пути в воде. Связь между ЛПЭ и коэффициентом качества приведена в табл. 4 [11—13].

Таблица 4

Зависимость коэффициента качества *КК* от линейной плотности ионизации и ЛПЭ

Средняя плотность ионизации, *пар ионов/мкм* воды	ЛПЭ в воде, *кэв/мкм*	Коэффициент качества *КК*
$\leqslant$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

Для тяжелых ядер отдачи ЛПЭ может превышать 175 *кэв/мкм*. Однако имеются экспериментальные данные, показывающие, что даже в этом случае коэффициент качества *КК* 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 коэффициента качества и может быть приравнено к нему. В табл. 5 приведены значения *КК* и ОБЭ для различных видов излучения при хроническом облучении [12, 13].

Таблица 5

Коэффициенты качества *КК* и ОБЭ при хроническом облучении всего тела (кроме хрусталика глаза)

Вид излучения	*КК* и ОБЭ	Вид излучения	*КК* и ОБЭ
γ-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
β-Частицы	1	» 500 *кэв*	10,0
α-Частицы ($E \leqslant 10$ *Мэв*)	10	» 1 *Мэв*	10,5
Протоны ($E \leqslant 10$ *Мэв*)	10	» 5 *Мэв*	7,5
Тяжелые ядра отдачи	20	» 10 *Мэв*	6,5

Ввиду того что хрусталик глаза особенно чувствителен к корпускулярному излучению (нейтроны, α-частицы) с высокой линейной передачей энергии, рекомендуется пользоваться особым значением *КК*, который больше, чем приведенные в табл. 5. В частности, для быстрых нейтронов с энергией 0,5—5 *Мэв* *КК* равно 30 вместо обычного 10, как это следует из табл. 5. Коэффициенты качества для оценки возможных последствий облучения хрусталика глаза приведены в табл. 6 [12, 13].

Таблица 6

Коэффициенты качества *КК* для нейтронов при облучении хрусталика глаза нейтронами различных энергий

E, *кэв*...	Тепловые	5	20	100	500	1000	5000	10 000
Коэффициент качества *КК* . . .	10	8	15	24	30	30	20	20

При внешнем облучении потоками слабопроникающих излучений (α- и β-частицы, электроны) следует иметь в виду, что критическим органом для глаза является хрусталик, который залегает на глубине 300 *мг/см*^{2}, а для кожи — ее базальный слой, глубина залегания 7 *мг/см*^{2}; толщина кожи и подкожной ткани 100 *мг/см*^{2}.

ПОГЛОЩЕННАЯ ДОЗА

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

На VII Международном конгрессе радиологов (Копенгаген, 1953 г.) энергию любого вида излучения поглощенную 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*):

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

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

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 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

$$D = \frac{NEt \cdot 1{,}6 \cdot 10^{-6}}{100\, d\rho}\ \textit{рад}, \qquad (34)$$

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

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

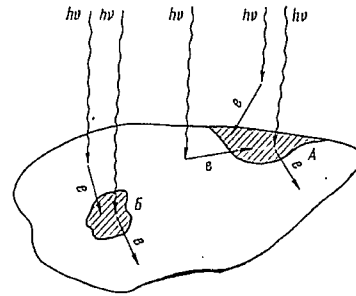

Рис. 18. Схема для определения поглощенной дозы γ-излучения.

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 γ-излучения. Рассмотрим объем *А*, примыкающий к поверхности облучаемого объекта (рис. 18). γ-Квант, который поглотится в объеме *А*, передаст свою энергию электрону, пробег которого может быть таким, что электрон выйдет за пределы этого объема. Следовательно, ионизация, созданная этим электроном в объеме *А*, не будет однозначно связана с поглощенной энергией γ-кванта. В то же время в этом объеме могут произвести ионизацию электроны, образованные в результате поглощения квантов вне объема *А*, например в воздухе или в соседних участках облучаемого тела. Таким образом, по ионизации, измеренной в объеме *А*, мы не можем судить о величине поглощенной энергии γ-излучения в данном объеме.

Рассмотрим теперь объем *Б* (см. рис. 18), который лежит в глубине облучаемого тела на расстоянии от его по-

верхности, равном или большем пробега вторичных электронов. При этом ни один электрон, образованный вне облучаемого тела, не попадает в объем *Б*. Ионизация, создаваемая на пути вторичных электронов вне объема *Б*, где они были образованы вследствие поглощения γ-квантов, будет точно компенсироваться ионизацией, которую создадут вторичные электроны, образованные в облучаемом объекте, окружающем объем *Б*. В этом случае по ионизации, измеренной в объеме *Б*, мы можем судить о величине поглощенной энергии γ-излучения в данном объеме. Следовательно, поглощенная доза γ-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.

ЭКСПОЗИЦИОННАЯ ДОЗА

Из всех видов ионизирующих излучений рентгеновское и γ-излучение 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*) [14].

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 γ-излучения. Для сравнительной оценки эффектов, вызываемых воздействием других видов излучений (α- и β-частицы, нейтроны и т. д.), необходимо было ввести

понятие «физический эквивалент рентгена»*, что создавало ряд неудобств. Это потребовало пересмотра ранее существовавшей терминологии и введения рада — новой единицы поглощенной дозы, являющейся универсальной для всех видов излучения и однозначно связанной 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 γ-излучения в воздухе.

Количественная характеристика рентгеновского и γ-излучения, основанная на их ионизирующем действии и выраженная суммарным электрическим зарядом ионов одного знака, образованных в единице объема воздуха, называется экспозиционной дозой рентгеновского и γ-излучения.

Рентген (*р*) — единица экспозиционной дозы рентгеновского или γ-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 масса 1 *см*^{3} 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 экспозиционной 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 экспозиционной дозе 1 *р* число

---

* 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 γ-излучения; для воздуха 1 *фэр* равен 87 *эрг/г*, а для мышечной ткани — 93 *эрг/г*.

пар ионов n_i, образованных в 0,001293 *г* воздуха, будет равно

$$n_i = \frac{1\ \text{СГСЭ}}{4{,}8 \cdot 10^{-10}\ \text{СГСЭ}} = 2{,}08 \cdot 10^9. \qquad (35)$$

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

$$E = 2{,}08 \cdot 10^9 \cdot 34 = 7{,}07 \cdot 10^{10}\ \textit{эв} = 0{,}113\ \textit{эрг}$$

или в 1 *г* воздуха

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

Однозначная связь между экспозиционной дозой, измеренной в рентгенах, и поглощенной дозой может быть установлена только в том случае, если экспозиционная доза излучения измеряется в воздушном объеме, окруженном слоем воздуха или воздухоэквивалентного вещества, толщина которого больше или равна пробегу вторичных электронов (т. е. когда соблюдается условие электронного равновесия). В этом случае при экспозиционной 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 длины свободного пробега фотона*. Если эти величины становятся сравнимыми, уже невозможно воспроизведение рентгена. Поэтому применение рентгена в качестве единицы дозы допускается для измерения рентгеновского или γ-излучения с энергией до 3 *Мэв*.

Поглощенная энергия в воде и мышечной ткани отличается (на 4—10%) от поглощенной энергии в воздухе вследствие того, что $Z_{эфф}$ воды и мышечной ткани не точно равен $Z_{эфф}$ 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

---

* Средняя длина свободного пробега фотона — это толщина поглотителя, после прохождения которого интенсивность γ-излучения ослабляется в *е* раз.

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 экспозиционной дозе 1 *р*. Таким образом, измерив ионизацию в воздухе в условиях электронного равновесия, мы можем судить о поглощенной энергии в биологической ткани.

ЭКВИВАЛЕНТНАЯ ДОЗА

Для оценки радиационной опасности хронического облучения различных видов излучения вводится понятие эквивалентной дозы $D_{экв}$, единицей измерения которой является *бэр*. За 1 *бэр* принимается такая поглощенная доза любого вида излучения, которая при хроническом облучении вызывает такой же биологический эффект, что и 1 *рад* рентгеновского или γ-излучения. Дозы, создаваемые различными видами излучения, выраженные одинаковым числом единиц *бэр*, при одинаковых условиях облучения будут эквивалентны по биологическому действию. Очевидно, что между поглощенной дозой D, выраженной в единицах *рад*, и эквивалентной дозой $D_{экв}$, выраженной в единицах *бэр*, существует следующее соотношение:

$$D_{экв} = KK \cdot D, \qquad (36)$$

где KK — коэффициент качества излучения. Как уже указывалось, эта величина определяет зависимость биологического эффекта хронического облучения организма данным видом ионизирующего излучения от ЛПЭ этого вида излучения. Для β-частиц и γ-квантов ($KK = 1$) 1 *бэр* по эффекту эквивалентен 1 *рад*; для α-частиц и протонов ($KK = 10$) 1 *бэр* эквивалентен по биологическому эффекту 10 *рад* рентгеновского или γ-излучения и т. д.

Для сравнительной оценки воздействия, обусловленного попаданием радиоактивных веществ в организм, т. е. когда происходит облучение внутренних органов, помимо коэффициента качества KK, для остеотропных изотопов вводится еще коэффициент распределения KP, учитывающий влияние неоднородности распределения радиоактивных

изотопов на их канцерогенную эффективность по отношению к Ra^{226}. В этом случае

$$D_{экв} = D \cdot KK \cdot KP \ldots . \quad (37)$$

Многоточие указывает, что могут быть и другие модифицирующие факторы, учитывающие особенность распределения изотопов в организме.

Очевидно, что при хроническом облучении ионизирующим излучением смешанного состава эквивалентная доза $D_{экв}$, выраженная в единицах *бэр* и характеризующая ожидаемый биологический эффект, будет равна

$$D_{экв} = \sum D_i \cdot KK_i \cdot KP_i, \quad (38)$$

где D_i — поглощенная доза данного вида излучения, *рад*; KK_i и KP_i — коэффициент качества и коэффициент распределения соответственно для этого же вида излучения.

СВЯЗЬ МЕЖДУ ДОЗОЙ, СОЗДАВАЕМОЙ γ-ИЗЛУЧЕНИЕМ РАДИОАКТИВНЫХ ПРЕПАРАТОВ, И ИХ АКТИВНОСТЬЮ

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

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

$$D = \frac{K_\gamma Ct}{R^2} \text{ р}, \quad (39)$$

где K_γ — γ-постоянная изотопа, определяющая, какую мощность дозы излучения в единицах *р/ч* создает γ-излучение данного радиоактивного изотопа на расстоянии 1 *см* от точечного источника, если его активность равна 1 *мкюри*.

Экспериментально установлено, что для препарата радия, находящегося в радиоактивном равновесии с коротко-

* 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.

живущими продуктами распада и заключенного в платиновый фильтр толщиной 0,5 *мм*, γ-постоянная $K_\gamma = 8{,}4$ *р/ч*. Это значит, что точечный источник радия в платиновом фильтре толщиной 0,5 *мм*, активностью 1 *мкюри*, 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 Co^{60}— 13,5 *р/ч*, Cs^{137}— 4,2 *р/ч*, Ir^{192} — 5,46 *р/ч* [7].

Сравнение γ-постоянных радия и Co^{60} показывает, что 1 *мкюри* 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* Co^{60} эквивалентно около 1,6 *мкюри* радия, т. е. γ-кванты, испускаемые препаратом Co^{60} активностью 0,625 *мкюри*, создают такую же дозу излучения, что и γ-излучение 1 *мкюри* радия.

Очень часто для характеристики γ-излучения изотопов применяется величина, называемая γ-эквивалентом радиоактивного препарата и измеряемая в миллиграмм-эквивалентах радия. γ-Эквивалент радиоактивного препарата равен 1 *мг-экв* Ra, если γ-излучение препарата в тождественных условиях измерения создает такую же ионизацию, как и γ-излучение 1 *мг* (1 *мкюри*) радия, находящегося в равновесии с короткоживущими продуктами распада и заключенного в платиновый фильтр толщиной 0,5 *мм*. Например, если γ-эквивалент препарата равен 30 *мг-экв* Ra, то это значит, что γ-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 γ-постоянная изотопа известна, для перехода от активности, измеряемой в милликюри, к γ-эквиваленту, выраженному в миллиграмм-эквивалентах радия, и наоборот, можно воспользоваться следующими простыми формулами:

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

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

Здесь M — γ-эквивалент данного препарата, *мг-экв* Ra (или *г-экв* Ra); C — активность, *мкюри* или *кюри*; K_γ — его γ-постоянная, а число 8,4 — γ-постоянная радия.

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

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

НЕКОТОРЫЕ ДАННЫЕ О БИОЛОГИЧЕСКИХ ПОСЛЕДСТВИЯХ ОБЛУЧЕНИЯ

Как указывалось выше, при воздействии ионизирующего излучения на организм происходит нарушение жизнедеятельности отдельных органов и тканей, а также всего организма в целом.

Изменения, происходящие в организме под воздействием радиации, могут проявиться в виде клинических эффектов, либо через сравнительно короткий промежуток времени после облучения (часы, дни) — острые лучевые поражения, либо через длительный промежуток времени (годы или даже десятилетия) — так называемые отдаленные последствия. Кроме того, под воздействием излучения в организме может произойти нарушение структурных элементов, ответственных за наследственность. Причем в большинстве случаев эти изменения, будучи безвредными для данного индивидуума, могут оказаться опасными для последующих поколений.

Поэтому при оценке опасности от облучения, которому могут подвергаться отдельные контингенты людей и популяция в целом, радиационные эффекты принято дифференцировать на соматические и генетические.

К соматическим эффектам относятся те изменения в состоянии здоровья, которые произошли у данного индивидуума в результате облучения. Соматические эффекты проявляются в виде острой или хронической лучевой болезни, локальных лучевых повреждений отдельных органов или тканей, а также в виде отдаленных реакций организма на облучение.

Для острых лучевых поражений характерно наличие связи между дозой облучения и реакцией организма. Причем острые лучевые поражения имеют порог, т. е.

они проявляются после превышения некоторой дозы облучения.

Так, накопленный к настоящему времени большой материал, полученный из экспериментальных данных на животных, а также путем обобщения многочисленных данных о состоянии здоровья рентгенологов, радиологов и других лиц, которые подвергались воздействию радиации, показывает, что при однократном облучении всего тела в дозе до 25 *бэр* нельзя обнаружить какие-либо изменения в состоянии здоровья человека. Не наблюдаются также изменения крови, которая прежде всего реагирует на лучевое воздействие. При однократном облучении всего тела в дозе 25—50 *бэр* тоже отсутствуют внешние признаки лучевого поражения. Однако могут наблюдаться временные изменения в крови, которые быстро нормализуются.

Облучение в дозе 50—100 *бэр* вызывает чувство усталости, без серьезной потери трудоспособности; менее чем у 10% облученных может появиться рвота, наблюдаются умеренные изменения в составе крови. Вскоре состояние здоровья нормализуется.

В случае однократного облучения в дозах больше 100 *бэр* возникают различные формы острой лучевой болезни.

Так, при облучении в дозе 150—250 *бэр* наблюдается кратковременная легкая форма острой лучевой болезни. Она проявляется в виде выраженной, продолжающейся длительное время лимфопении. В 30—50% случаев может наблюдаться рвота в первые сутки после облучения. Смертельные исходы отсутствуют.

Лучевая болезнь средней степени тяжести возникает при облучении в дозе 250—400 *бэр*. Почти у всех облученных в первые сутки после воздействия наблюдается тошнота и рвота. Резко снижается содержание лейкоцитов, появляются подкожные кровоизлияния. В 20% случаев возможен смертельный исход. Смерть наступает через 2—6 недель после облучения.

При облучении в дозе 400—700 *бэр* развивается тяжелая форма лучевой болезни. В течение месяца после облучения смертельный исход возможен у 50% облученных.

Крайне тяжелая форма острой лучевой болезни наблюдается после лучевого воздействия в дозе свыше 700 *бэр*. Через 2—4 *ч* после облучения появляется рвота. В крови почти полностью исчезают лейкоциты, появляются множественные подкожные кровотечения, кровавый понос. Смерт-

ность — 100%. Причиной смерти чаще всего являются инфекционные заболевания и кровоизлияния [15, 16].

Приведенные данные о последствиях лучевого воздействия относятся к случаю облучения без последующего терапевтического вмешательства. В настоящее время имеется ряд противолучевых препаратов, которые позволяют значительно ослабить воздействия излучения, и накоплен опыт комплексного лечения лучевой болезни.

Рассмотренная выше клиническая картина лучевой болезни различной степени тяжести в зависимости от дозы облучения относится к случаю однократного облучения всего тела. Если же облучение в этой же дозе произвести не однократно, а растянуть во времени, то эффект облучения будет снижен. Это связано с тем, что живые организмы, в том числе и человек, способны восстанавливать нормальную жизнедеятельность после тех или иных ее нарушений. Имеющийся в настоящее время экспериментальный материал позволяет считать, что скорость восстановления лучевого поражения составляет в день около 2,5% накопленной дозы. При этом необратимая часть поражения равна примерно 10% полученной дозы [17]. Следовательно, через 40 дней эффект от облучения будет соответствовать 10% полученной дозы. Например, если человек был облучен в дозе 200 *бэр*, то через 40 дней оставшиеся изменения в организме будут такими же, как и при облучении в дозе 20 *бэр*. Если вновь облучить этого человека в дозе 200 *бэр*, то эффект поражения будет такой же, как и от дозы 200 + + 20 = 220 *бэр*.

Для оценки действия длительного облучения вводится понятие эффективной дозы, которая учитывает эффект восстановления. Естественно, что она меньше суммарной, полученной за это же время.

В случае систематически повторяющегося облучения в дозах, не вызывающих острой лучевой болезни, но значительно больших предельно допустимых (см. гл. 4), может развиваться хроническая лучевая болезнь. Наиболее характерными признаками хронической лучевой болезни являются изменения в составе крови (уменьшение числа лейкоцитов, малокровие) и ряд симптомов со стороны нервной системы.

Признаки хронической лучевой болезни не специфичны и встречаются иногда при болезнях, развившихся вследствие других причин [15, 16].

Согласно установленным радиобиологическим данным, реакция организма на облучение может проявиться и в отдаленные сроки (через 10—20 лет). Такими реакциями могут явиться лейкозы, злокачественные опухоли различных органов и тканей, катаракты, поражения кожи, сокращение продолжительности жизни (старение, ведущее к преждевременной смерти, не связанное с какой-либо определенной причиной). Ввиду отсутствия специфичности отдаленных последствий облучения довольно трудно, а иногда и невозможно связать их с предшествующим облучением.

Совершенно очевидно, что для конкретного человека, облученного в дозе, которая не вызвала острого лучевого поражения, практически невозможно установить причинную связь между облучением и появлением, например лейкемии, поскольку это заболевание может быть обусловлено другими вредными факторами нерадиационного характера. Даже если в результате облучения у данного индивидуума и наблюдались некоторые изменения в состоянии здоровья, которые были восстановлены в процессе лечения, то также трудно однозначно констатировать, что возникшие у него в отдаленные сроки злокачественные новообразования являются результатом именно лучевого воздействия, а не других факторов внешней среды. Такая категория, как продолжительность жизни, носит вероятностный характер и может быть применима только к большим контингентам населения, а не к какому-то конкретному индивидууму.

Оценивать масштабы отдаленных последствий можно, рассматривая только вероятность появления соматических эффектов у больших контингентов людей. Эффекты реакции организма, которые оцениваются статистическими методами, называются соматико-стохастическими.

Полученные экспериментальные данные на животных, а также многолетние наблюдения за лицами, перенесшими атомную бомбардировку в Хиросиме и Нагасаки или прошедшими курс лучевой терапии, показывают, что отдаленные последствия обусловлены сравнительно большими дозами радиации. Например, у пострадавших в Хиросиме и Нагасаки частота возникновения рака легких возрастает лишь при облучении в дозе свыше 70 *бэр*, а частота появления лейкемии составляет 0,2—0,5% при облучении в дозе 100 *бэр* в зрелом возрасте [18].

При решении вопросов радиационной защиты, масштабов использования радиоактивных веществ для терапии и

диагностики и рассмотрении других аспектов применения атомной энергии в народном хозяйстве крайне важно знать вероятность появления отдаленных последствий при облучении в малых дозах (несколько бэр). Однако оценка соматико-стохастических эффектов при воздействии малых уровней радиации наталкивается на серьезные трудности. Статистическая обработка данных о состоянии здоровья контингента лиц, длительное время облучавшегося (врачи-рентгенологи и радиологи, профессиональные работники), не позволяет выявить какие-либо достоверные различия в продолжительности жизни или вероятности возникновения злокачественных новообразований у этой группы лиц по сравнению с частью популяции, не подвергавшейся облучению [12, 18, 19]. Невозможно обнаружить изменения и в состоянии здоровья, а также достоверные соматико-стохастические эффекты у людей, проходящих рентгенологические обследования, хотя дозы облучения при этом в десятки и сотни раз больше естественного фона. Например, при проведении рентгеноскопии желудка доза облучения составляет 1,5—3 *бэр*, легких — 0,04—0,2 *бэр*, плеча — 0,7—1,0 *бэр* [20]. Можно утверждать, что при существующем уровне знаний о биологическом действии радиации невозможно обнаружить ее вред для здоровья людей, включая и отдаленные последствия, в течение долгого срока облучающихся в дозах, превышающих в 10—100 раз естественный фон (т. е. 1—10 *бэр* в год). Здесь имеется в виду облучение взрослых людей без учета возможных генетических последствий [12].

Учитывая недостаточность знаний в области воздействия малых доз радиации, Научный комитет ООН и Международная комиссия по радиационной защите (МКРЗ) рекомендуют экстраполировать данные об отдаленных последствиях, обусловленных большими дозами, в области малых доз, предполагая линейную зависимость между дозой облучения и биологическим эффектом [18, 21].

Предположение о наличии линейной зависимости «доза — эффект» в области малых уровней облучения приводит к выводу о беспороговом действии радиации, т. е. об отсутствии безвредных доз облучения, в том числе и обусловленных естественным фоном. Следовательно, проводимые, согласно рекомендуемой концепции, экстраполяционные расчеты ожидаемых отдаленных последствий осуществляются с переоценкой вероятного риска, обусловленного облуче-

нием в малых дозах. Кроме того, при такой экстраполяции не учитывается зависимость радиационного эффекта от темпа облучения и влияние восстановительных процессов на развитие отдаленных последствий.

Проведенные таким путем оценки (отметим еще раз, завышающие степень риска) показывают, что если 10^6 человек облучить в дозе 1 *бэр*, то можно ожидать появления 1—2 случаев лейкемии в год [18, 19]. Следует отметить, что естественная частота всех типов лейкемии составляет в среднем 50 случаев в год на 10^6 человек [19, 22, 23]. Чтобы вызвать такое же число лейкемии в результате облучения, доза воздействия на 10^6 человек должна быть не меньше 50 *бэр*.

Естественная частота опухолей различных органов (кроме лейкемии) составляет 2000 случаев в год на 10^6 человек [22]. В то же время экстраполяционные оценки показывают, что при облучении 10^6 человек в дозе 1 *бэр* будет наблюдаться всего 2—4 случая в год злокачественных новообразований [18, 19].

Таким образом, при облучении популяции в малых дозах (порядка нескольких бэр) частота появления неблагоприятных отдаленных последствий (лейкемии, злокачественные новообразования различных органов) значительно меньше, чем естественная частота случаев таких заболеваний, не обусловленных радиацией.

Как отмечалось выше, под воздействием радиации могут быть повреждены генетические структуры, в результате чего неблагоприятные последствия облучения могут проявиться в последующих поколениях. Генетические эффекты будут наблюдаться только в том случае, если поврежденный ген соединится с геном, имеющим такое же повреждение. Поэтому вероятность появления генетических эффектов, обусловленных радиацией, зависит не только от дозы облучения, но и от количества лиц всей популяции, которые подвергаются облучению.

Чем больше общая численность популяции и чем меньшее число индивидуумов, принадлежащих к этой популяции, подвергаются облучению, тем меньше вероятность браков между лицами, подвергшимися лучевому воздействию, а следовательно, и меньше вероятность проявления генетических последствий облучения.

Анализ имеющихся данных, а также проведенные различными международными и национальными органами рас-

четы показывают, что доза выше 6—10 *бэр* на душу населения является генетически значимой [12]. Это значит, что если доза на гонады с момента зачатия до 30 лет (средний репродуктивный возраст человека) на каждую 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 за счет генетических последствий можно считать допустимым и оправданным, принимая во внимание выгоды, которые можно ожидать от расширения практического использования атомной энергии [12, 21].

В качестве меры общего воздействия малых доз радиации на большие группы людей вводится понятие групповой дозы, выражаемой в единицах *человеко·бэр*. Например, если 10^6 человек в среднем облучилось в дозе 3 *бэр*, то групповая доза равна $3 \cdot 10^6$ *человеко·бэр*.

Для оценки неблагоприятных отдаленных последствий, которые могут возникнуть в результате облучения значительных контингентов населения, вводится понятие коэффициента риска, который выражается в числе случаев лейкемии или злокачественных новообразований других органов на групповую дозу 10^6 *человеко·бэр*. Расчет этих коэффициентов, как уже указывалось, проводится из предположения отсутствия порога дозы, ниже которой не наблюдается биологических эффектов облучения [18].

Соматико-стохастическая и генетическая оценки риска, обусловленного радиацией, крайне важны при планировании развития атомной энергетики, размещении атомных объектов, разработке требований и норм по обеспечению радиационной безопасности атомных электростанций или других ядерных установок.

Действительно, предварительный расчет возможных уровней облучения, а также числа лиц, которые могут подвергнуться радиационному воздействию при нормальной эксплуатации или при возникновении аварийных ситуаций на той или иной ядерной установке (например, реактор атомной электростанции), позволяет оценить число неблагоприятных исходов. Следовательно, могут быть предъявлены определенные требования к размещению самой установки по отношению к населенным пунктам, нормам выброса, защитным ограждениям, надежности отдельных узлов и т. д.

ГЛАВА 4

ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИАЦИИ

ПУТИ ВОЗДЕЙСТВИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

При работе с радиоактивными веществами или источниками ионизирующей радиации (рентгеновские аппараты, ускорители, ядерные реакторы) человек может подвергаться воздействию радиоактивных 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. В этом случае имеет место внутреннее облучение, т. е. происходит воздействие на организм ионизирующих излучений радиоактивных веществ, находящихся внутри организма.

При внешнем облучении α- или β-частицами, γ-квантами или нейтронами человек подвергается вредному воздействию

только в течение того времени, когда он находится вблизи источников излучения. Если же радиоактивные вещества попадают 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.

Радиационному воздействию могут подвергаться не только лица, непосредственно работающие с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, но и отдельные контингенты населения, так как в процессе технологического цикла некоторое количество радиоактивных веществ может поступать в объекты внешней среды (атмосферный воздух, водоемы, почва).

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, а риск для всего населения в целом будет минимальным и оправданным.

Исходя из установленных в настоящее время фактов о действии радиации на живой организм, рассмотрим, какими принципами руководствуются соответствующие организации и ведомства, ответственные за обеспечение радиационной безопасности, при регламентации допустимых уровней облучения.

ПРИНЦИПЫ ПОДХОДА К НОРМИРОВАНИЮ УРОВНЕЙ ОБЛУЧЕНИЯ

В предыдущей главе указывалось, что при оценке риска, связанного с облучением, в настоящее время придерживаются концепции, согласно которой при воздействии в любой сколь-угодно малой дозе существует определенная вероятность появления генетических и отдаленных соматических последствий. Причем вероятность риска линейно зависит от дозы облучения. Эти положения взяты за основу при нормировании уровней облучения.

Исходя из предположения, что никакая доза не является абсолютно безопасной, согласно рекомендациям МКРЗ, предельно допустимые дозы (ПДД) облучения устанавливаются на таком низком уровне, чтобы исключить возможность острых лучевых поражений, а риск, связанный с появлением генетических и отдаленных соматических последствий, обусловленных облучением в этих дозах, должен быть достаточно малым и оправданным по сравнению с той пользой, которую получает общество от использования искусственных источников радиации. Кроме того, дальнейшее снижение риска не оправдывало бы тех усилий по обеспечению радиационной безопасности, которые бы потребовались для обеспечения более низких уровней облучения [12, 21, 23].

МКРЗ считает возможным рекомендовать, чтобы для лиц, непосредственно работающих с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, допустимые уровни облучения были такими, чтобы опасность не была выше той, которая принята для отраслей промышленности и областей науки, где гарантирована высшая степень безопасности. Точно так же допустимые пределы облучения отдельных контингентов населения должны быть такими, чтобы риск в результате применения искусственных источников радиации был меньше или равен видам риска естественной природы (наводнения, землетрясения, падение метеоритов и т. д.), и оправдывался преимуществом использования атомной энергии [12, 23].

Поскольку вероятность появления генетических и отдаленных соматических эффектов зависит от групповой дозы, выраженной в единицах *человеко·бэр* (см. стр. 70), важно не только уменьшить допустимый уровень облучения, но и ограничить круг лиц, которые могут подвергнуться облу-

чению. Поэтому необходимо избегать такого применения радиоактивных веществ и источников радиации, польза которых не очевидна. Так, несомненна польза, которую получает общество в связи с развитием атомной энергетики, использованием радиоактивных изотопов в различных отраслях промышленности и в исследовательских целях. Неоценим прогресс в медицине благодаря использованию радиоактивных веществ для диагностики и терапии ряда тяжелейших недугов. Поэтому общество может оправдать принятие определенной степени риска при использовании искусственных источников радиации в указанных областях человеческой деятельности. Однако представляется неоправданным использование источников радиации, практикуемых в основном за рубежом, в целях рекламы и получения внешнего эффекта (например, применение рентгеновских аппаратов при примерке обуви, использование радиоактивных изотопов в некоторых товарах широкого потребления— игрушки, украшения и т. д.).

Таким образом, согласно рекомендациям МКРЗ, допустимые уровни облучения устанавливают, исходя из концепции беспорогового действия радиации. В связи с этим численные значения предельно допустимых доз (ПДД) выбираются такими, чтобы риск облучения в этих дозах был бы минимальным с учетом реальных экономических и социальных соображений. При практическом использовании источников радиации следует стремиться к тому, чтобы избегать облучения, не вызванного необходимостью, и принимать все разумные меры, исходя из реальных технических возможностей сегодняшнего дня, чтобы истинные дозы облучения были как можно меньше регламентируемых.

Устанавливаемые допустимые уровни облучения не только регламентируют верхнюю границу риска, на который может пойти общество, используя искусственные источники радиации, но и служат основой для разработки требований по обеспечению радиационной безопасности.

Следует иметь в виду, что облучение отдельных индивидуумов или группы населения в дозах, превышающих допустимую на сравнительно небольшую величину (даже в несколько раз), не повлечет за собой непосредственного ущерба здоровью данного контингента людей, поскольку допустимые дозы установлены на таком низком уровне, что связанный с ними риск значительно меньше вероят-

ности риска от естественных факторов. Поэтому каждый факт о незначительном превышении допустимого уровня радиации* следует рассматривать, в первую очередь, как сигнал о нарушении нормального режима работы установки или технологического процесса.

НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Начиная с 1960 г. у нас в стране допустимые уровни облучения регламентировались «Санитарными правилами работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений СП-333—60» (см. Приложение 2. «Предельно допустимые уровни ионизирующих излучений ПДУ—1960» [24]).

В связи со значительным расширением использования атомной энергии в народном хозяйстве, а следовательно, и увеличением контингента лиц, которые могут подвергнуться облучению, а также ввиду накопления новых фактов, касающихся воздействия ионизирующих излучений на организм человека, возникла необходимость корректировки действующих ПДД и уточнения ряда положений. Поэтому Министерством здравоохранения СССР были разработаны и введены в действие с 1969 г. «Нормы радиационной безопасности НРБ—69» [25]. Они разработаны в соответствии с рекомендациями МКРЗ [12, 21], «Основными нормами безопасности при защите от излучения», подготовленными Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) [13] и последними работами советских ученых в области радиобиологии и радиационной безопасности.

Существенным отличием НРБ—69 от ПДУ—1960, изложенных в СП-333—60, является подход к установлению категорий облучения с учетом возможных последствий влияния ионизирующих излучений на организм.

При установлении категорий облучения исходят из того, что радиационному воздействию могут подвергнуться не только лица, работающие на атомных производствах или в учреждениях, где ведутся работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, но и отдельные контингенты населения, проживающие вблизи

---

* Здесь не идет речь о повышении уровня радиации до значений, которые могут представлять угрозу для здоровья людей (авария).

таких предприятий или учреждений. Источниками такого облучения являются радиоактивные выбросы, полностью исключить которые невозможно при существующем уровне техники, как и выбросы с химических заводов или тепловых электростанций.

Чтобы уменьшить риск, связанный с облучением населения, проживающего вокруг предприятий и учреждений, где используются атомные энергетические установки и ведутся работы с радиоактивными веществами или источниками ионизирующих излучений, устанавливается санитарно-защитная зона. Это территория вокруг предприятия или учреждения, на которой запрещается размещение жилых зданий, детских учреждений, а также промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к предприятию или учреждению, для которого установлена санитарно-защитная зона.

В ряде случаев для предприятий или учреждений, имеющих большую территорию, размеры санитарно-защитной зоны могут быть ограничены территорией самого предприятия.

За санитарно-защитной зоной устанавливается наблюдаемая зона. К ней относится территория, где дозы облучения проживающего населения могут превысить установленные пределы дозы.

В наблюдаемой и санитарно-защитных зонах обязателен систематический контроль радиационной обстановки. Это дает возможность оценить дозу облучения проживающего населения в наблюдаемой зоне, а также оперативно фиксировать каждый случай ухудшения радиационной обстановки в результате нарушения нормального течения технологического процесса или при аварии и своевременно принять необходимые меры. Объем радиационного контроля (т. е. число измеряемых параметров радиационной обстановки и частота контроля) определяют исходя из конкретных условий.

Размеры санитарно-защитной и наблюдаемой зон устанавливаются только Главным санитарно-эпидемиологическим управлением Министерства здравоохранения СССР.

При выполнении ряда радиационно-опасных работ полностью исключается попадание радиоактивных веществ во внешнюю среду (например, работа с гамма-терапевтическими или гамма-дефектоскопическими установками, где используются закрытые источники излучения). Очевидно, что

в этом случае нет необходимости устанавливать санитарно-защитную и наблюдаемую зону.

Согласно НРБ—69, устанавливаются три категории облучения. К **категории А** (персонал) отнесены лица, которые непосредственно работают с источниками ионизирующих излучений или по роду своей работы могут подвергнуться облучению.

К **категории Б** (отдельные лица из населения) относится контингент населения, проживающего на территории наблюдаемой зоны.

К **категории В** относится все население в целом, включая и лиц категории А и Б.

Для категории облучения А устанавливаются предельно допустимые соматические дозы ПДД, а для категории Б—предел дозы, исходя из вероятности возникновения отдаленных последствий. Для категории В, куда включено все население, определяющим фактором, ограничивающим уровень облучения, должно явиться сведение к минимуму вероятности возникновения генетических последствий. Поэтому для категории В регламентируется генетически значимая доза, которая определяется как среднее значение от полученных всем населением индивидуальных гонадных доз, каждая из которых взвешена к ожидаемому числу детей, зачатых после облучения.

Следует отметить, что по ПДУ—1960, население, проживающее в наблюдаемой зоне, было отнесено к категории В, и допустимый уровень облучения был установлен такой же, как и для всего населения. Это требовало создания неоправданно больших санитарно-защитных зон вокруг атомных предприятий и накладывало чрезмерно жесткие ограничения на величину выбросов, что препятствовало развитию атомной энергетики особенно в густонаселенных районах. Отнесение лиц, проживающих в наблюдаемой зоне, к категории Б, т. е. установление для них более высокого допустимого уровня облучения, чем для всего населения, не влечет за собой заметного возрастания риска генетических эффектов для всего населения, а риск соматических отдаленных последствий для этой категории облучения остается значительно более низким, чем существующий уровень риска этих последствий, не обусловленных облучением.

Согласно ПДУ—1960, для категории В, куда включалось все население, регламентировалась годовая и даже недельная доза, что приводило к серьезным трудностям, свя-

занным с измерением и оценкой этих доз. В то же время, как уже указывалось, определяющим фактором для всего населения при оценке риска, связанным с расширением масштабов использования атомной энергии, являются генетические эффекты. Поэтому регламентация генетически значимой дозы для всего населения позволяет правильно подойти к установлению максимальной численности контингента населения страны (а для такой крупной страны, как наша — численности контингента республики, края или области), которое можно отнести к категориям облучения А и Б, чтобы не превысить генетически значимую дозу. Очевидно, что это дает возможность более правильно планировать размещение атомных электростанций и других предприятий атомной промышленности.

До последнего времени, согласно рекомендациям СП-333—60 для лиц, непосредственно работающих с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, обязателен был индивидуальный дозиметрический контроль. Это было оправдано в первые годы развития атомной промышленности, когда еще не устоялись технологические процессы, когда еще был недостаточным статистический материал, позволяющий оценить возможные изменения лучевых нагрузок при выполнении тех или иных операций. В настоящее время на основе многолетнего опыта достаточно хорошо изучена динамика изменения радиационной обстановки при выполнении типичных операций на атомных предприятиях, например, ядерных реакторах, радиохимических заводах, и т. д., на основе чего можно судить о возможных дозах облучения персонала. Кроме того, благодаря совершенствованию технологических процессов, правильной организации защиты, планировки помещений и дистанционному управлению, значительно улучшились условия труда на предприятиях атомной промышленности, в результате у значительного числа лиц, работающих в условиях воздействия радиации, дозы облучения значительно ниже предельно допустимых и превышение допустимых уровней практически не наблюдается за исключением единичных случаев, связанных с нарушением режима работы установки и необходимостью выполнения срочных ремонтных работ. Так, на промышленных реакторах и атомных электростанциях дозовые нагрузки для большинства работников не превышают 50% ПДД; причем в основном лучевые нагрузки приходятся на ремонтные

работы, когда снимается защита и вскрываются системы первого контура реактора. Более чем у 80% персонала радиохимических заводов за последние почти десять лет доза облучения составила менее 20% ПДД [2].

Поэтому для целей организации дозиметрического контроля и медицинского обслуживания в НРБ—69 введены две группы категории А.

К группе «а» категории А относятся лица, работающие в контролируемой зоне, т. е. в помещениях или на территории предприятия или учреждения, где условия труда таковы, что дозы облучения могут превысить 0,3 ПДД. В контролируемой зоне обязательным является не только, как уже отмечалось, индивидуальный дозиметрический контроль, но и специальное медицинское наблюдение.

К группе «б» категории А относятся лица данного предприятия или учреждения, работающие вне контролируемой зоны, для которых возможные дозы облучения ниже 0,3 ПДД. Для лиц этой группы не проводится индивидуальный дозиметрический контроль и специальное медицинское наблюдение. Оценку возможной дозы облучения для этой категории специальностей рекомендуется осуществлять по стационарным дозиметрическим приборам, по которым можно судить об изменении радиационной обстановки.

Принципиальным отличием НРБ—69 от ПДУ—1960 является нормирование предельно допустимого поступления (ПДП) радиоактивных веществ внутрь организма вместо ранее регламентированной предельно допустимой концентрации (ПДК) радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений, атмосферном воздухе и воде. Более подробно этот вопрос будет нами рассмотрен ниже.

ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ ДОЗЫ

Для персонала, т. е. для лиц, которые непосредственно заняты на работах с радиоактивными веществами или источниками ионизирующих излучений, или которые по роду своей работы могут подвергнуться облучению (категория А), установлена предельно допустимая соматическая доза облучения (ПДД) всего организма, гонад или красного костного мозга, равная 5 *бэр* за 1 год [12, 13, 21, 25]. При этом суммарная лучевая нагрузка к N годам не должна быть больше величины D, определяемой по формуле:

$$D\,(\text{бэр}) = 5\ \text{бэр/год}\,[N\,(\text{лет}) - 18\,(\text{лет})]\,. \qquad (43)$$

В формулу входит цифра 18, поскольку, согласно нашему законодательству, лица моложе 18 лет не допускаются к работам с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений.

При равномерном облучении в предельно допустимой дозе (5 *бэр* в год) на протяжении всей трудовой деятельности человека (50 лет) современными методами не будет обнаружено изменения в состоянии здоровья самого облучаемого и его потомства [25]. Действительно, для персонала численностью 10^6 человек годовая групповая доза будет составлять $5 \cdot 10^6$ *человеко·бэр*. Для такой групповой дозы ожидаемое число лейкемий в год не будет превышать 5—10, т. е. всего 10—20% естественного числа наблюдаемых лейкемий, которое равно 50 случаям в год на 10^6 человек (см. стр. 69). Что касается вероятности появления злокачественных опухолей других органов и тканей, то она составит 10—20 случаев для групповой дозы $5 \cdot 10^6$ *человеко·бэр*, т. е. всего 0,5—1% естественной частоты наблюдаемых случаев злокачественных новообразований, обусловленных нерадиационными факторами. Таким образом, облучение на уровне ПДД вызовет крайне незначительное увеличение отдаленных последствий, которое практически не может быть обнаружено на фоне естественного уровня этих последствий.

Поскольку персонал составляет крайне незначительную долю по отношению ко всему населению, указанный риск оправдан для всего общества, если учитывать преимущества использования нового вида энергии. К тому же следует иметь в виду, как указывалось выше, что благодаря совершенствованию технологии и средствам радиационной защиты, уровни облучения большинства работников атомной промышленности значительно ниже ПДД.

ПДД представляет собой максимальную дозу облучения, которому может подвергнуться персонал по роду своей деятельности. Рекомендуется так организовывать работу с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, чтобы в условиях нормальной эксплуатации действительные дозы облучения работников были минимальными насколько это возможно [12, 13, 25].

Имеющиеся в настоящее время данные позволяют утверждать, что при хроническом периодическом облучении биологический эффект обусловлен в основном суммарной

дозой облучения, полученной за несколько лет, если только дозы периодического облучения достаточно малы, т. е. лежат в пределах допустимых уровней [12, 21]. Поэтому НРБ—69 регламентируют годовую предельно допустимую дозу, а не недельную, как это было установлено ПДУ—1960. При этом разрешается в течение 13 последовательных недель (квартал) периодически или даже однократно получать дозу не выше 3 *бэр* (т. е. $\sim$ 0,5 годовой ПДД). Однако такая доза может быть получена однократно только в течение одного квартала года.

Регламентация годовой дозы, а также допустимость однократного облучения в дозе до 3 *бэр* позволяет более правильно организовать работу в радиационно-опасных условиях, в особенности при ремонтных работах, ликвидации последствий, связанных с нарушением технологического процесса и т. д.

В ряде случаев может возникнуть ситуация, когда становится неизбежным облучение отдельных работников в дозах, превышающих ПДД. Прежде всего должны быть приняты все возможные меры, чтобы свести к минимуму переоблучение. При этом планируемое повышенное облучение может быть оправдано только в случае крайней необходимости, когда речь идет о спасении жизни людей, предотвращении или ликвидации последствий радиационной аварии, связанной с лучевыми воздействиями на большие контингенты людей. Персонал должен быть информирован о возможном переоблучении. Кроме того, необходимо стремиться ограничить число лиц, которые могут подвергнуться повышенному облучению. При выполнении таких работ допускается однократное облучение в дозе 10 *бэр*, т. е. в два раза превышающей ПДД. Однако дальнейшее облучение должно регламентироваться таким образом, чтобы не более чем через 5 лет суммарная доза D, накопленная за время работы, не превысила величину, согласно формуле (43).

Рассмотрим следующий пример. Пусть при ликвидации последствий радиационной аварии работник облучился в дозе $D_1 = 10$ *бэр* (накопленная к этому времени доза $D_0 = 65$ *бэр*, возраст $N = 32$ года). Следовательно, после ликвидации аварии доза $D_2 = D_0 + D_1 = 75$ *бэр*. Через 5 лет, т. е. к возрасту 37 лет накопленная доза D_3, согласно формуле (43), не должна превысить $D_3 = 5\,(37-18) = 95$ *бэр*. Очевидно, что за 5 лет после аварии суммарная

доза облучения этого работника не должна быть больше 95—75 = 20 *бэр*. Следовательно, в течение 5 лет после аварии этот работник должен работать в таких условиях, чтобы ежегодная доза облучения не превышала 4 *бэр*.

В исключительных случаях допускается однократное облучение в дозе до 25 *бэр*. Причем такое пятикратное превышение ПДД допускается только один раз за всю трудовую деятельность. Это переоблучение должно быть так скомпенсировано, чтобы не более чем через 10 лет накопленная доза не превысила величину, регламентируемую формулой (43).

К работам, связанным с повышенным облучением, запрещается привлекать лиц, которые в течение 12 предшествующих месяцев были однократно облучены в дозе 0,5 ПДД. Выполнение работ, связанных с повышенным планируемым облучением в дозах, превышающих ПДД в 2 и не более чем в 5 раз, не может служить причиной для отстранения данного работника от выполнения его обычных обязанностей в сфере воздействия излучения. Важно только создать такие условия, чтобы через указанный промежуток времени повышенное облучение было скомпенсировано.

Совершенно очевидно, что к радиационно-опасным работам, связанным с повышенным облучением, желательно привлекать лиц, у которых накопленная доза облучения меньше и которые в последующем могут быть использованы на работах, где возможны меньшие лучевые нагрузки. При выполнении работ лицами репродуктивного возраста (моложе 30 лет), связанными с переоблучением, во всех случаях накопленная доза к 30 годам не должна превышать 60 *бэр*, чтобы уменьшить вероятность генетических последствий. Исходя из этих же соображений, женщин моложе 30 лет запрещено привлекать к работам, связанным с повышенным облучением. Вообще, для женщин репродуктивного 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 [12, 13, 25]. 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.

До сих пор речь шла о так называемом планируемом повышенном облучении, когда в силу создавшихся обстоятельств руководство предприятия или учреждения принимает решение о проведении работ в условиях, когда дозы облучения отдельных лиц могут превысить допустимые. Выше указывалось, как в НРБ—69 регламентированы дозы возможного планируемого повышенного облучения.

В то же время на атомном предприятии, подобно тому как и на предприятии любой отрасли промышленности, возможно возникновение той или иной аварийной ситуации. В результате радиационной аварии часть персонала может подвергнуться воздействию излучения в дозах, даже значительно превышающих предельно допустимые. Очевидно, что регламентировать облучение в результате аварии невозможно, поскольку как сама авария, так и связанное с ней облучение есть событие чрезвычайное и случайное. В НРБ—69 указывается только, что любое облучение в дозе свыше 25 *бэр*, т. е. превышающее ПДД более чем в 5 раз, должно рассматриваться как потенциально опасное. После такого воздействия работник должен быть направлен на медицинское обследование. Если не будет обнаружено противопоказаний, то работник может продолжать свою обычную работу. Каждый факт такого аварийного переоблучения нужно тщательно расследовать и принимать соответствующие меры.

Учитывая, что всегда существует потенциальная опасность возникновения радиационной аварии, считается обязательным разработка для каждой ядерной установки детального плана мероприятий по оценке степени радиационной опасности в случае аварии и защиты персонала, а в случае необходимости и населения с указанием доз, при которых те или иные мероприятия реализуются. Основной целью мероприятий должно явиться сведение к минимуму лучевых нагрузок и числа облученных [26].

С 1970 г. введены в действие утвержденные Министерством здравоохранения СССР «Временные методические указания для разработки мероприятий по защите населения в случае аварии ядерных реакторов», где изложены основные положения по определению радиационной обстановки, оценке степени радиационной опасности и разработке меропри-

тий по защите населения в случае аварии ядерных реакторов с водяным или газовым теплоносителем.

Лучевому воздействию могут подвергнуться и лица, не занятые непосредственно работой с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. К ним относится административно-хозяйственный персонал, который при выполнении служебных обязанностей изредка 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-защитной зоны. Для указанного контингента лиц при организации работ с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, а также при проектировании защиты следует исходить из дозы облучения 0,5 *бэр* в год [25].

Для лиц, проживающих в контролируемой зоне и отнесенных к категории Б (отдельные лица из населения), контроль за возможными лучевыми нагрузками может быть осуществлен путем измерения мощности дозы излучения в контролируемой зоне, величины радиоактивных выбросов, радиоактивности объектов внешней среды (почва, растительность, вода, воздух) и соответствующими статистическими оценками. Поэтому, в отличие от персонала (категория А), для которого установлена ПДД и предусмотрен учет индивидуальной дозы облучения, для отдельных лиц из населения установлен предел дозы, регламентирующей в среднем облучение группы населения. Действительные дозы, полученные отдельными лицами, проживающими в контролируемой зоне, могут различаться в зависимости от возраста, веса, обмена веществ, привычек, от состояния окружающей среды и т. д. Поэтому для оценки величины лучевого воздействия на контингент, проживающий в данной наблюдаемой зоне, рекомендуется выбирать группу лиц (по возрасту, диете и т. д.), могущих получить максимальную дозу, которую следует рассматривать как среднюю дозу облучения всей группы населения данной контролируемой зоны [26].

Поскольку, в отличие от персонала, к отдельным лицам из населения могут относиться не только взрослые, но и дети, а также беременные женщины, допустимый предел дозы, согласно НРБ—69, установлен на очень низком уровне, равном 0,5 *бэр* в год, т. е. в 10 раз меньше ПДД, установ-

ленной для персонала. Исключение составляют дети, для которых предел дозы облучения щитовидной железы принят в 20 раз меньше, чем для персонала.

Естественно, что ПДД, установленная для персонала (категория А), в 10 раз больше предела дозы для отдельных лиц из населения (категория Б), поскольку к категории А относится сравнительно узкий контингент лиц, которые постоянно находятся под специальным медицинским наблюдением, пользуются сокращенным рабочим днем и дополнительным отпуском. Кроме того, к работе в условиях воздействия радиации допускаются лишь лица не моложе 18 лет и не имеющие каких-либо противопоказаний со стороны здоровья.

Установленный предел дозы для отдельных лиц из населения всего в пять раз выше среднего естественного радиационного фона и даже ниже наблюдаемого на Земле максимального значения естественного фона, равного 0,85 *бэр* в год (штат Мадрас, Индия) [20]. Поэтому облучение в дозах, регламентированных для категории Б, связано с очень малой степенью риска. Действительно, если 10^6 человек облучить в дозе 0,5 *бэр*, групповая доза будет равна $5 \cdot 10^5$ *человеко·бэр*, то ожидаемый риск, обусловленный отдаленными последствиями, составит всего 0,1—0,2 случая лейкемии в год, т. е. 0,1% наблюдаемого естественного числа лейкемий, обусловленных нерадиационными факторами. Поэтому даже при некотором превышении установленного предела дозы у отдельных контингентов лиц категории Б из-за естественных различий в условиях жизни отдельных индивидуумов в контролируемой зоне это не создаст какой-либо опасности для здоровья ввиду того, что уровень риска останется незначительным [23, 26].

Следует иметь в виду, что регламентируемые значения ПДД и предела дозы не включают в себя лучевые нагрузки, обусловленные естественным радиационным фоном, и дозы, получаемые во время медицинских процедур.

Для регламентации облучения всего населения в целом (категория В) 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 [12, 13, 25].

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 [12, 21]. Это значит, что если средняя 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 [12, 21].

Согласно НРБ—69 [25], в соответствии с рекомендациями МКРЗ [12, 21], генетическая доза для всего населения (категория В) от всех источников радиации, добавляемая к естественному фону и медицинским процедурам, не должна превышать 5 *бэр* за 30 лет. Эта величина равна 50% минимальной дозы, вызывающей по современным представлениям удвоение числа спонтанных мутаций [23]. При оценке генетически значимой дозы необходимо учитывать вклад, обусловленный облучением персонала (категория А), отдельных лиц из населения (категория Б), а также облучением всего населения, связанным с глобальным загрязнением внешней среды в результате испытаний атомного оружия и с другими возможными неконтролируемыми источниками облучения, например в случае аварии космического аппарата с изотопным или ядерным источником

Таблица 7

Распределение генетически значимой дозы (5 *бэр* за 30 лет) по категориям облучения [25]

Категория облучения	Генетическая доза, *бэр*, за 30 лет
Персонал (категория А)	1,0
Отдельные лица из населения (категория Б)	0,5
Все население (категория В)	2,0
Резерв	1,5

энергии. В табл. 7 дается рекомендованное НРБ—69 распределение генетически значимой дозы по категориям облучения.

Выделенная для категории А генетически значимая доза 1 *бэр* за 30 лет означает, что к персоналу может быть отнесено 1,7% всего населения; при этом они могут, начиная с 18 лет, облучаться в дозе 5 *бэр* в год; в результате накопленная доза к 30 годам составит 60 *бэр*. Отводимая для категории Б генетическая доза 0,5 *бэр* за 30 лет позволяет отнести к отдельным лицам из населения 3,3% всего населения страны, которые могут получать дозу 0,5 *бэр* в год, 15 *бэр* за 30 лет, либо, что то же самое, 33% населения могут облучаться в дозе 0,05 *бэр* в год [19, 23, 26].

В настоящее время вклад в генетическую дозу, обусловленный облучением персонала, не превышает 0,01 *бэр* за 30 лет, т. е. 1% рекомендованной дозы (см. табл. 7), а от облучения населения за счет радиоактивных выпадений от испытаний атомного оружия и от облучения другими источниками радиации искусственного происхождения не превышает 0,2—0,3 *бэр* за 30 лет [21, 23, 26]. Таким образом, общая генетическая доза от всех искусственных источников радиации в настоящее время значительно ниже регламентируемой, 5 *бэр* за 30 лет, и, по оценкам МКРЗ, по всей вероятности, не возрастет значительно в ближайшее время. В результате развития использования атомной энергии к концу нашего столетия генетическая доза облучения всего населения за счет технических источников радиации не превысит 1 *бэр* за 30 лет [23].

В то же время развитие работ в области использования атомной энергии должно предусматривать постоянный контроль генетически значимой дозы и ее поддержание на минимально возможном уровне как путем снижения дозы облучения отдельных контингентов лиц, в частности профессионалов и отдельных лиц из населения, так и ограничения числа лиц, которые могут подвергнуться облучению.

Следует отметить, что существенный вклад в генетическую дозу дают медицинские процедуры. Так, в таких странах как Франция она составляет 1,8 *бэр* за 30 лет, в Швеции Японии, Англии — 0,8—1,2 *бэр* за 30 лет, а в США — 4,2 *бэр* за 30 лет [23]. Поэтому НРБ—69 рекомендуют максимально ограничивать рентгеновское облучение при массовых профилактических осмотрах населения, особенно беременных женщин, детей и подростков. При проведении

таких осмотров следует сочетать достижение медицинского эффекта с рациональной защитой от излучения, чтобы обеспечить максимальное снижение генетической дозы [25].

ПУТИ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ ВНУТРЬ ОРГАНИЗМА

На атомных предприятиях или радиохимических лабораториях может произойти загрязнение воздуха, рабочих поверхностей, а иногда спецодежды, рук и тела радиоактивными веществами в случае нарушения герметичности боксов, каньонов или трубопроводов, а также при проведении ремонтных работ.

Наряду с этим не исключено загрязнение радиоактивными веществами объектов внешней среды (атмосферный воздух, почва, растительность, водоемы). Потенциальным источником загрязнения объектов внешней среды являются газообразные, жидкие и твердые радиоактивные отходы, образующиеся в больших количествах на атомных предприятиях. По мере совершенствования технологии производства и способов транспортировки и захоронения радиоактивных отходов снижается роль этого источника загрязнения внешней среды. В настоящее время практикуется подземное или наземное захоронение твердых и жидких радиоактивных отходов в специальных могильниках, где созданы условия, практически исключающие утечку радиоактивных веществ во внешнюю среду. В то же время в Англии и США жидкие радиоактивные отходы до последнего времени сливались в моря и океаны; безусловно, такой способ утилизации отходов со временем мог бы привести к заметному повышению активности акватории.

Известно, что в настоящее время заключено международное соглашение, запрещающее загрязнение морей и океанов, в том числе и радиоактивными продуктами, что несомненно будет способствовать предотвращению загрязнения объектов внешней среды.

Как уже отмечалось выше, не исключена вероятность аварии атомной установки, в результате которой во внешнюю среду могут поступить значительные количества радиоактивных веществ. В результате на определенной территории вокруг установки (в зависимости от масштаба аварии) атмосферный воздух, почва, растительность, водоемы будут загрязнены радиоактивными веществами.

Радиоактивные загрязнения, обусловленные отходами атомной промышленности или в результате аварии, носят локальный характер*, что облегчает осуществление мероприятий по обеспечению радиационной безопасности.

Наряду с этим существует и глобальный источник загрязнения объектов внешней среды за счет выпадения из верхних слоев атмосферы радиоактивных веществ, накопившихся там в процессе испытаний атомного оружия.

При наличии загрязнения радиоактивными веществами воздуха, поверхностей рабочих помещений и объектов внешней среды не исключена возможность их поступления в организм человека различными путями. В частности, радиоактивные вещества, находящиеся в воздухе в виде газов или аэрозолей, т. е. взвешенных мельчайших капелек или твердых частичек, в процессе дыхания попадают в легкие, а затем током крови разносятся по организму.

С загрязненных рабочих поверхностей, рук и спецодежды радиоактивные вещества также могут попасть внутрь организма. О путях их поступления мы расскажем ниже (см. стр. 103).

Осевшие на почву радиоактивные вещества через корневую систему накапливаются в растении, а затем могут попасть к человеку по биологическим цепочкам: растение — человек, или растение — молоко и мясо скота — человек и т. д.

Из загрязненного водоема радиоактивные вещества могут поступать в организм человека по цепочкам: вода — водоросли, планктон, бентос — рыба — человек; или, если водоем служит для питьевого водоснабжения, то они поступают непосредственно по цепочке вода — человек.

Относительное количество радиоактивного вещества, переходящее из одного звена биологической цепочки в другое, называется коэффициентом дискриминации.

Очевидно, что различна доля радиоактивных веществ, поступающих от объекта внешней среды к человеку, а пути поступления многообразны и зависят от многих факторов, в том числе от химических свойств изотопов, физико-химической формы соединения, в особенности растворимости, химических и биологических свойств почвы, вида удобрений, климатических условий, условий обитания и режима питания человека в данном районе и т. д.

---

* Здесь мы не имеем в виду сбросы в море.

Следует отметить, что в производственных помещениях ведущим путем поступления радиоактивных веществ в организм является ингаляционный, т. е. через органы дыхания, а из объектов внешней среды — по пищевым цепочкам, т. е. пероральный.

Рассмотрим теперь кратко, какова же судьба радиоактивного изотопа в организме в зависимости от пути его поступления.

Радиоактивные аэрозоли, в зависимости от дисперсности частиц, по-разному задерживаются в различных отделах дыхательных путей. Так, аэрозоли с размером частиц больше 1 *мкм* преимущественно задерживаются в верхних дыхательных путях. Частицы размером до 0,1 *мкм* задерживаются в трахеобронхиальной области, а частицы меньше 0,1 *мкм* — в пространстве легочных альвеол, откуда через кровь поступают в различные ткани организма [27]. Из верхних дыхательных путей радиоактивные изотопы не поступают в другие органы и ткани, а через определенный промежуток времени удаляются из организма за счет очистительных процессов. Таким образом, доля радиоактивных веществ, поступающая из легких в другие органы, существенно зависит от дисперсности вдыхаемых аэрозолей. Очевидно также, что скорость перехода радиоактивных веществ из легких в другие системы организма тем больше, чем лучше растворимость вдыхаемых аэрозолей в физиологических жидкостях организма, в частности в лимфе крови.

При пероральном поступлении радиоактивных веществ они попадают в желудочно-кишечный тракт, откуда всасываются в кровь и разносятся по различным органам к тканям. Чем меньше растворимость соединения, содержащего радиоактивный изотоп, тем большая его доля проходит транзитом по желудочно-кишечному тракту и эвакуируется из организма.

Известно, что различные химические элементы в зависимости от их роли в обменных процессах, протекающих в организме, имеют тенденцию накапливаться преимущественно в тех или иных органах. Например, радий, стронций, фосфор преимущественно накапливаются в костной ткани, иод — в щитовидной железе, цезий — в мышцах, кобальт — в селезенке и поджелудочной железе, полоний — в селезенке, почках, печени, натрий равномерно распределяется во всем организме и т. д.

Очевидно, что радиоактивные изотопы данного химического элемента будут вести себя в организме аналогичным образом. Следовательно, поступив в кровь из легких или желудочно-кишечного тракта, радиоактивный изотоп будет накапливаться преимущественно в том органе или группе органов, где накапливается его нерадиоактивный аналог.

Время нахождения того или иного химического элемента в организме зависит от того, насколько интенсивно он участвует в обменных процессах. Например, такие элементы, как радий, стронций, практически остаются в организме в течение всей жизни, а тритий, цезий, полоний довольно быстро выводятся из организма. Безусловно, что время выведения изотопа из организма зависит от степени растворимости того химического соединения, в котором изотоп поступил в организм. Время, в течение которого количество данного химического элемента в организме уменьшается вдвое за счет физиологического обмена, называется периодом биологического полувыведения $T_б$. Для радиоактивного изотопа время нахождения в организме зависит также и от периода полураспада. Поэтому для радиоактивных изотопов вводится понятие эффективного периода полувыведения.

Эффективным периодом полувыведения $T_{эфф}$ называется время, в течение которого количество радиоактивного изотопа (его активность) в организме уменьшается вдвое

$$T_{эфф} = \frac{T_ф \cdot T_б}{T_ф + T_б}, \qquad (44)$$

где $T_ф$ — период полураспада изотопа.

Таблица 8

Эффективный период полувыведения из данного органа для некоторых радиоактивных изотопов, дни

Изотоп	Орган накопления	$T_ф$	$T_б$	$T_{эфф}$
H^3	Все тело	$4,5 \cdot 10^3$	12	12
Na^{24}	»	0,63	11	0,6
P^{32}	Кости	14,3	1155	14,3
I^{131}	Щитовидная железа	8	138	7,6
Cs^{137}	Мышцы	$1,1 \cdot 10^4$	140	140
Ce^{144}	Все тело	290	563	191
Po^{210}	Селезенка	138,4	60	42

Из формулы (44) следует, что если период полураспада $T_ф$ мал, а период биологического полувыведения $T_б$ велик, то $T_{эфф}$ будет определяться $T_ф$ и наоборот.

В качестве примера в табл. 8 приведены значения эффективных периодов полувыведения для некоторых радиоактивных изотопов [20].

ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

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. Поскольку некоторые изотопы чрезвычайно медленно выводятся из организма, то, попав в тот или иной орган, они будут подвергать его непрерывному облучению в течение длительного промежутка времени.

Выше отмечалось, что различные радиоактивные изотопы избирательно накапливаются в органах и тканях организма. Однако известно, что роль различных органов в поддержании нормальной жизнедеятельности всего организма различна. Поэтому при попадании радиоактивных веществ внутрь организма степень лучевого поражения будет зависеть 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, в котором накопление радиоактивного изотопа приводит к наиболее сильному поражению всего организма. Следует отметить, что для одного и того же изотопа критическими могут быть различные органы в зависимости от растворимости соединения и пути его поступления в организм. Очевидно, что для нерастворимых соединений критическим органом будут легкие при ингаляционном поступлении и желудочно-кишечный тракт — при пероральном. Для растворимых же соединений критическим будет тот орган, где происходит накопление химического элемента данного изотопа за счет обменных процессов, протекающих в организме.

Учитывая различную роль отдельных органов в поддержании жизнедеятельности организма, устанавливают

ПДД внешнего и внутреннего облучения для четырех групп критических органов или тканей [12, 13, 25, 28].

I группа. Все тело, гонады, красный костный мозг.

II группа. Мышцы, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие и другие органы, за исключением тех, которые относятся к группам I, III и IV. К этой же группе критических органов отнесен сейчас и хрусталик глаза, который раньше относился к I группе критических органов. Однако для излучения с высокими ЛПЭ (нейтроны, протоны) используются повышенные значения коэффициента качества, указанные в табл. 6 [12, 13].

III группа. Костная ткань, щитовидная железа и кожный покров (кроме кожи кистей, предплечий, лодыжек и стоп).

IV группа. Кисти, предплечья, лодыжки и стопы.

В табл. 9 приведены регламентируемые НРБ—69 ПДД внешнего и внутреннего облучения персонала (категория А) для различных групп критических органов и пределы доз внешнего и внутреннего облучения для отдельных лиц из населения [25].

Таблица 9

Предельно допустимые дозы и пределы дозы для различных групп критических органов или тканей

Группа критических органов или тканей	Предельно допустимая доза облучения персонала, *бэр*		Предел дозы для отдельных лиц из населения, *бэр* в год
	за квартал	за год	
I	3	5	0,5
II	8	15	1,5
III	15	30	3,0
IV	40	75	7,5

Следует отметить, что для детей и подростков моложе 16 лет предел дозы для щитовидной железы (III группа критических органов) не должен превышать 1,5 *бэр* в год, т. е. он в два раза меньше регламентируемой дозы для взрослого контингента отдельных лиц из населения (категория Б), которая равна 3,0 *бэр* в год.

Чтобы рассчитать лучевую нагрузку на данный критический орган, необходимо знать активность изотопа, локализованного в данном органе, вид и энергию испускаемого излучения, массу и размер критического органа, а также эффективный период полувыведения изотопа из данного критического органа. При этом, если радиоактивный распад данного изотопа не сопровождается γ-излучением, то поскольку пробеги α- и β-частиц в биологических тканях невелики, вся энергия этих частиц будет поглощена в том органе, где депонирован изотоп, и другие органы не будут подвержены лучевому воздействию. Если же радиоактивный распад сопровождается испусканием γ-квантов, то ввиду того, что они обладают большой проникающей способностью, лучевому воздействию будут подвержены и другие органы и ткани организма. Однако доза излучения, создаваемая γ-излучением, будет мала по сравнению с дозой, создаваемой α- или β-частицами, и ее можно не учитывать при расчетах лучевых нагрузок на организм. Только в случае равномерного распределения изотопа по всему организму необходимо учитывать вклад в дозу, создаваемую γ-излучением.

Если известна концентрация C_0 (*мккюри/г*) изотопа в критическом органе, то дозу излучения D (*рад*), создаваемую в данном органе за время t (дней) с момента поступления, довольно легко рассчитать по формуле:

$$D = 73\,\overline{E}\,C_0\,T_{\text{эфф}}\left(1 - e^{-\frac{0{,}693t}{T_{\text{эфф}}}}\right) \text{рад}. \qquad (45)$$

Здесь $\overline{E}$ — эффективная энергия α- и β-частиц, приходящаяся на один распад, *Мэв*; $T_{\text{эфф}}$ — эффективный период полувыведения изотопа из организма, дни.

Очевидно, что лучевая нагрузка D_∞ на критический орган до полного выведения изотопа, т. е. при $t \to \infty$, будет равна

$$D_\infty = 73\ \overline{E}\,C_0\,T_{\text{эфф}}\ \text{рад}. \qquad (46)$$

Приведенные формулы применимы для случая равномерного распределения изотопа по критическому органу. При неравномерном распределении изотопа расчет лучевой нагрузки усложняется.

Для сравнительной оценки биологического эффекта при попадании в организм того или иного радиоактивного изото-

па в экспериментах на животных определяют, какие органы или ткани являются критическими в зависимости от пути поступления и физико-химических свойств соединения. Эти данные дают возможность определить предельно допустимое содержание (ПДС) радиоактивного изотопа в критическом органе, при котором лучевая нагрузка будет равна предельно допустимой в соответствии с табл. 9.

В качестве примера в табл. 10 приведены значения ПДС для некоторых радиоактивных изотопов, т. е. активности, при которых создается предельно допустимая лучевая нагрузка на критический орган (категория А).

Таблица 10

Предельно допустимое содержание радиоактивных изотопов в органе [13, 25]

	Состояние изотопа в соединении	Критический орган	ПДС, *мккюри*
C^{14}	Растворимый	Жировая ткань	$1,6 \cdot 10^2$
P^{32}	»	Костная ткань	3,1
	Нерастворимый	Легкие	1,2
Co^{60}	Растворимый	Весь организм	13
	Нерастворимый	Легкие	1,2
Sr^{90}	Растворимый	Костная ткань	2,0
	Нерастворимый	Легкие	0,76
I^{131}	Растворимый	Щитовидная железа	0,15
	Нерастворимый	Легкие	2,8
Cs^{137}	Растворимый	Мышечная ткань	14
	Нерастворимый	Легкие	2,0
Ir^{192}	Растворимый	Почки	0,5
	Нерастворимый	Легкие	1,4
Po^{210}	Растворимый	Селезенка	0,0020
	»	Почки	0,0045
	Нерастворимый	Легкие	0,015
Ra^{226}	Растворимый	Костная ткань	0,10
	Нерастворимый	Легкие	0,0152
Pu^{239}	Растворимый	Костная ткань	0,041
	Нерастворимый	Легкие	0,016

Данные, приведенные в табл. 10, означают следующее: если активность изотопа в критическом органе будет оставаться постоянной (за счет непрерывного его поступления с той же скоростью, с какой он выводится из критического органа), то лучевая нагрузка на критический орган будет

равна предельно допустимой. Например, если в течение года содержание иода в щитовидной железе будет оставаться равным 0,15 *мккюри*, а Cs^{137} в мышечной ткани — 14 *мккюри*, то лучевая нагрузка будет равна ПДД, т. е. доза облучения щитовидной железы составит 30 *бэр* в год, а мышечной ткани — 15 *бэр* в год (см. табл. 9).

ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ

При работах, когда возможно поступление радиоактивных веществ внутрь организма, необходимо создать такие условия, чтобы не была превышена регламентируемая НРБ—69 годовая ПДД на критический орган (см. табл. 9). Следовательно, поступление радиоактивных веществ через органы дыхания или органы пищеварения должно быть таким, чтобы количество радиоактивного изотопа в критическом органе не превосходило бы ПДС, т. е. значения, соответствующего предельно допустимой лучевой нагрузке. Выше отмечалось, что на производстве наиболее вероятным и доминирующим путем поступления радиоактивных веществ внутрь организма является ингаляционный. Поэтому в НРБ—69 для персонала (категория А) регламентировано годовое ПДП радиоактивных веществ через органы дыхания.

Поскольку за счет радиоактивных выбросов, а также в результате радиационной аварии может произойти загрязнение радиоактивными веществами воздуха, водоемов, почвы и растительности в районе расположения атомного производства, для отдельных лиц из населения (категория Б) установлены пределы годового поступления (ПГП) радиоактивных веществ через органы дыхания и органы пищеварения.

Регламентированные ПГП служат основой для установления зон разрывов и допустимых выбросов радиоактивных газов и аэрозолей из труб атомных электростанций или радиохимических лабораторий, а также для установления возможности и масштабов использования загрязненной воды, рыбы, овощей, злаков или других продуктов питания в случае возникновения такой необходимости.

В табл. 11 в качестве примера приведены значения ПДП и ПГП для некоторых изотопов.

В соответствии с НРБ—69, разрешается однократное или кратковременное поступление радиоактивных изотопов

Таблица 11

ПДП и ПГП некоторых радиоактивных изотопов [25]

	Состояние изотопа в соединении	ПДП для персонала через органы дыхания, *мккюри/год*	ПГП для отдельных лиц населения, *мккюри/год*	
			через органы дыхания	через органы пищеварения
C^{14}	Растворимый	$8,7 \cdot 10^3$	$8,7 \cdot 10^2$	$6,6 \cdot 10^2$
P^{32}	»	$1,8 \cdot 10^2$	18	15
	Нерастворимый	$2,0 \cdot 10^2$	20	18
Co^{60}	Растворимый	$8,0 \cdot 10^2$	80	39
	Нерастворимый	22	2,2	28
Sr^{90}	Растворимый	2,9	0,29	0,32
	Нерастворимый	14	1,4	28
I^{131}	Растворимый	21	2,1	1,6
	Нерастворимый	$8 \cdot 10^2$	80	51
Cs^{137}	Растворимый	$1,6 \cdot 10^2$	16	12
	Нерастворимый	36	3,6	35
Tm^{170}	Растворимый	87	8,7	37
	Нерастворимый	87	8,7	37
Ir^{192}	Растворимый	$3,1 \cdot 10^2$	31	32
	Нерастворимый	64	6,4	30
Po^{210}	Растворимый	1,2	0,12	0,58
	Нерастворимый	0,5	0,05	23
Ra^{226}	Растворимый	$7,1 \cdot 10^{-1}$	$7,1 \cdot 10^{-2}$	$9,6 \cdot 10^{-2}$
	Нерастворимый	0,2	0,02	26
Pu^{239}	Растворимый	$4,3 \cdot 10^{-3}$	$4,3 \cdot 10^{-4}$	3,6
	Нерастворимый	$9,5 \cdot 10^{-2}$	$9,5 \cdot 10^{-3}$	23

внутрь организма, равное половине ПДП, при условии, что реальное годовое поступление не превысит ПДП. Так же, как и при внешнем облучении допускается в исключительных случаях поступление радиоактивных веществ, превышающее ПДП в два раза в каждом отдельном случае или в 5 раз на протяжении всего периода работы. Однако это оправдано может быть только тогда, когда невозможно принять меры, исключающие такое переоблучение персонала. При этом в каждом случае работник должен быть предупрежден о возможности поступления радиоактивных веществ внутрь организма, превышающего ПДП.

Принципиально новым в НРБ—69, по сравнению с ранее действующими нормативами [24], является регламентация, в соответствии с рекомендациями МКРЗ, предельно допустимого годового поступления ПДП радиоактивных изото-

пов с воздухом при вдыхании в часы работы и предела годового поступления ПГП через органы дыхания и пищеварения для отдельных лиц из населения. Введение ПДП и ПГП является несомненным шагом вперед на пути более объективной оценки опасности внутреннего облучения, совершенствования радиационного контроля и более рациональной организации труда в условиях возможного поступления радиоактивных веществ внутрь организма.

Согласно НРБ—69, при оценке опасности внутреннего облучения существенно значимым параметром является годовое поступление радиоактивных веществ, а не значения их концентраций в воздухе или воде. При нормировании концентраций любое даже кратковременное превышение ПДК полагалось ранее как недопустимое, хотя в предыдущие и последующие моменты содержание радиоактивных веществ в контролируемой среде могло бы быть значительно меньше ПДК, и тем самым временное превышение полностью компенсировалось.

Кроме того, исследования радиационной обстановки показывают, что, как правило, концентрация радиоактивных веществ, измеренная в различных точках помещения, довольно сильно варьирует в зависимости от формы и размера помещения, локализации и характера источников поступления радиоактивных веществ, дислокации вентиляционных устройств, их мощности и других трудноучитываемых параметров. Поэтому по данным измерения концентрации в одной или даже нескольких точках помещения в какие-то отдельные промежутки времени практически невозможно судить о поступлении радиоактивных веществ в организм данного работника , а следовательно, и о лучевой нагрузке, обусловленной попаданием радиоактивных веществ внутрь организма. Поэтому при оценке опасности внутреннего облучения и принятии решения о режимах труда определяющими являются данные о поступлении или содержании изотопа в теле человека, а не данные об их концентрации в окружающей среде.

Однако на основании большого числа измерений мгновенной концентрации в течение длительного промежутка времени (например, года) можно установить среднегодовую концентрацию радиоактивных веществ в воздухе данного рабочего помещения. Знание среднегодовой концентрации, а также времени пребывания работника в этом помещении дают возможность ориентировочно оценить годовое поступ-

ление радиоактивных веществ внутрь организма. Кроме того, по данным о концентрации радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений можно судить о нарушении технологического процесса и принять необходимые меры по предотвращению переоблучения персонала.

Поэтому в целях удобства проведения оперативного контроля содержания радиоактивных веществ в окружающей среде установлены среднегодовые допустимые концентрации (СДК) радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений, а также СДК в атмосферном воздухе и в воде для отдельных лиц из населения. При этом следует иметь в виду, что случаи кратковременных превышений СДК в окружающей среде не должны рассматриваться как опасные, поскольку регламентируются не мгновенные концентрации, как это имело место в СП-333—60 [24], а их среднегодовые значения. В связи с этим одной из важных задач служб радиационной безопасности является набор необходимого статистического материала по измерению мгновенных концентраций для более достоверного определения среднегодовых концентраций в различных рабочих помещениях, а также в атмосферном воздухе вокруг предприятия и четкая регистрация времени пребывания отдельных лиц в том или ином помещении.

Случаи однократного или повторного превышения СДК, создающие потенциальную опасность превышения ПДП радиоактивных изотопов для соответствующих категорий облучаемых лиц, подлежат расследованию, а вызывающие их причины — устранению [28].

Между ПДП и СДК существует следующая зависимость:

$$\text{ПДП}\,(\textit{мккюри/год}) = 10^6\,\text{СДК}\,(\textit{кюри/л}) \cdot Q\,(\textit{л/год}), \quad (47)$$

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

Принято, что объем воздуха, вдыхаемого персоналом (категория А) за время работы (36-часовая неделя), равен 2500 $м^3/год$ ($2{,}5 \cdot 10^6$ *л/год*), а взрослым человеком из населения 7300 $м^3/год$ ($7{,}3 \cdot 10^6$ *л/год*); потребляемое взрослым человеком количество воды, входящее в состав пищевых продуктов, или принимаемое в виде жидкости, равно 800 *л/год* (2,2 *л/сутки*) [12, 13, 21, 25].

Для иллюстрации в табл. 12 даны значения СДК некоторых радиоактивных изотопов.

Таблица 12

Среднегодовые предельно допустимые концентрации, *кюри/л*, некоторых радиоактивных изотопов [25]

Радиоактивные изотопы	Для персонала в воздухе рабочих помещений	Для отдельных лиц из населения	
		в атмосферном воздухе	в воде
C^{14}	$3,5\cdot10^{-9}$	$1,2\cdot10^{-10}$	$8,2\cdot10^{-7}$
P^{32}	$7,2\cdot10^{-11}$	$2,4\cdot10^{-12}$	$1,9\cdot10^{-8}$
Co^{60}	$8,8\cdot10^{-12}$	$3\cdot10^{-13}$	$3,5\cdot10^{-8}$
Sr^{90}	$1,2\cdot10^{-12}$	$4\cdot10^{-14}$	$4\cdot10^{-10}$
I^{131}	$8,4\cdot10^{-12}$	$2,9\cdot10^{-13}$	$2,0\cdot10^{-9}$
Cs^{137}	$1,4\cdot10^{-11}$	$4,9\cdot10^{-13}$	$1,5\cdot10^{-8}$
Tm^{170}	$3,5\cdot10^{-11}$	$1,2\cdot10^{-12}$	$4,6\cdot10^{-8}$
Ir^{192}	$2,6\cdot10^{-11}$	$8,7\cdot10^{-13}$	$3,7\cdot10^{-8}$
Po^{210}	$2,0\cdot10^{-13}$	$6,8\cdot10^{-15}$	$7,3\cdot10^{-10}$
Ra^{226}	$1,0\cdot10^{-13}$	$3,5\cdot10^{-15}$	$1,2\cdot10^{-10}$
Pu^{239}	$1,7\cdot10^{-15}$	$5,9\cdot10^{-17}$	$4,5\cdot10^{-9}$

В заключение настоящего раздела следует отметить, что для радиоактивных благородных газов аргона, криптона, ксенона и короткоживущих изотопов углерода, азота и кислорода ПДП и ПГП не регламентированы, поскольку радиационная опасность в случае их присутствия в воздухе определяется не внутренним, а внешним облучением, ввиду того что они быстро выводятся из организма. Поэтому при пребывании в атмосфере, содержащей эти изотопы, радиационная опасность определяется дозой внешнего β- и γ-излучений.

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:

$$\text{ПДП}_{\text{смесь}} = \frac{\sum \text{ПДП}_i}{\sum \frac{p_i}{\text{ПДП}_i}}. \qquad (48)$$

$$\text{СДК}_{\text{смесь}} = \frac{\sum \text{СДК}_i}{\sum \frac{p_i}{\text{СДК}_i}}, \qquad (49)$$

где $ПДП_i$ — предельно допустимое поступление i-го изотопа в смеси; p_i — процентный вклад i-го изотопа (причем раздельно для α- и β-излучателей); $СДК_i$ — среднегодовая предельно допустимая концентрация i-го изотопа в смеси. Если неизвестно относительное содержание каждого изотопа в смеси, то СДК смеси определяется по наиболее токсичному изотопу.

Для смеси изотопов неизвестного состава приняты следующие значения ПДП и СДК в воде и воздухе (табл. 13).

Таблица 13

Предельно допустимые поступления и среднегодовые допустимые концентрации для смеси изотопов неизвестного состава [25]

Состав смеси изотопов неизвестного состава	ПДП для персонала через органы дыхания, *мккюри/год*	ПГП для отдельных лиц из населения, *мккюри/год*		СДК, *кюри/л*		
		через органы дыхания	через органы пищеварения	в воздухе рабочих помещений	в атмосферном воздухе	в воде открытых водоемов
α-Излучатели	0,001	0,0001	0,08	$4\cdot10^{-10}$	$1,4\cdot10^{-17}$	$1,0\cdot10^{-9}$
β-Излучатели (отсутствует β-излучатель Ac^{227})	0,06	0,006	—	$2,4\cdot10^{-14}$	$8,4\cdot10^{-16}$	—

Следует иметь в виду, что для сопоставления опасности в случае возможного внутреннего облучения при работах с радиоактивными веществами в открытом виде все радиоактивные изотопы по своей радиотоксичности разделены на пять групп [28].

Принадлежность к группе токсичности определяется в зависимости от предельно допустимой на рабочем месте активности радиоизотопных источников, не требующей регистрации или получения разрешения санитарно-эпидемиологической службы на работу с ними. Эти значения предельно допустимой на рабочем месте активности источников приведены в НРБ—69 [25].

Элементы с особо высокой радиотоксичностью — **группа А.** К ним относятся изотопы, для которых предельно допустимая на рабочем месте активность ПДА равна 0,1 *мккюри*. Например, Pu^{239}, Po^{210}, Ra^{226} и др.

Элементы с высокой радиотоксичностью — **группа Б.** К ним относятся изотопы, для которых ПДА равна 1,0 *мккюри*. Например, Ra^{223}, Sr^{90}, I^{131} и др.

Элементы со средней радиотоксичностью — **группа В.** К ним относятся изотопы, для которых ПДА равна 10,0 *мккюри*. Например, Pm^{147}, Ir^{192}, Cs^{137} и др.

Элементы с наименьшей радиотоксичностью — **группа Г.** К ним относятся изотопы, для которых ПДА равна 100,0 *мккюри*. Например, C^{14}, Be^{7}, Zr^{97}.

Элементы, для которых ПДА равна 1000,0 *мккюри*, — **группа Д.** Например, H^{3}.

Очевидно, что такое разделение изотопов на группы по радиотоксичности сделано для удобства оценки опасности при работе с тем или иным изотопом и носит в определенной мере условный характер. В то же время это дает право вести работы с определенными количествами радиоактивных изотопов в обычных помещениях и нет необходимости получать разрешения санитарно-эпидемиологических служб на эти работы. Например, в обычных лабораторных помещениях без разрешения можно вести работы с 0,1 *мккюри* Po^{210}, 1,0 *мккюри* Sr^{90}, 10 *мккюри* Cs^{137}, 100 *мккюри* Zr^{97} и 1000 *мккюри* H^{3}.

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. [29].

Точно так же доля радиоактивных веществ, переходящих с загрязненных поверхностей в воздух рабочего помещения (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 бо́льшая 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%) [30]. Для наиболее радиотоксичного изотопа Sr^{90} этот коэффициент составляет $3 \cdot 10^{-2}$—$4 \cdot 10^{-3}$ (3—0,4%) [31]. Коэффициент сдувки колеблется от 10^{-5} до 10^{-3} [32, 33], 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 не более 10%.

Ввиду большой неопределенности в значениях коэффициентов перехода радиоактивных веществ 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).

Таблица 14

Допустимые уровни загрязнения кожного покрова *частица/(см²·мин)*, персонала и поверхностей рабочих помещений контролируемой зоны [25]

Объект загрязнения	α-Излучающие изотопы		β-Излучающие изотопы
	высокой токсичности	прочие	
Кожные покровы персонала (категория А)	5	5	100
Поверхности рабочих помещений и оборудования:			
а) постоянного пребывания персонала	10	40	2000
б) полуобслуживаемые (помещения II зоны при трехзональной планировке)	100	400	8000

В табл. 14 и 15 приведены допустимые уровни загрязнения наружных поверхностей оборудования, инструмента, поверхностей рабочих помещений, где проводятся работы с радиоактивными веществами, а также кожных покровов персонала и наружных поверхностей средств индивидуальной защиты. Допустимые уровни загрязненности установлены единые для всех β-излучающих изотопов и для двух категорий α-излучающих изотопов: высокотоксичные и прочие. К высокотоксичным α-излучающим изотопам относятся изотопы, СДК которых в воздухе рабочих помещений меньше $2 \cdot 10^{-16}$ *кюри/л*, например, Pu^{239}, Cf^{251} и некоторые другие трансурановые α-излучающие изотопы.

Таблица 15

Допустимые уровни загрязнения радиоактивными веществами средств индивидуальной защиты, *частица/(см²·мин)* [28]

Объект загрязнения	α-Излучающие изотопы		β-Излучающие изотопы
	высокой токсичности	прочие	
Полотенце	5	5	100
Спецбелье	5	5	100
Внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	5	5	100
Основная спецодежда	10	40	800
Дополнительные средства индивидуальной защиты			
а) внутренняя поверхность	10	40	800
б) наружная поверхность	100	400	8000

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

Уровни радиоактивного загрязнения внутренних поверхностей камер, боксов, вытяжных шкафов, а также оборудования, размещенного там, не нормируются. При этом загрязненные предметы и поверхности не должны создавать загрязнения воздуха выше установленных СДК в рабочих помещениях, а также приводить к переоблучению рук работающих в вытяжных шкафах и боксах [28].

В отличие от «Санитарных правил», принятых в 1960 г. (СП-333—60) [24], в «Основных санитарных правилах», утвержденных в 1972 г. (ОСП—72) [28], 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 значений загрязнения. Точно так же белье и спецодежду надо очищать до минимально возможных уровней. Однако когда это сделать невозможно, то допускается использование спецодежды, уровни загрязнения которой не превышают значений, указанных в табл. 15. Загрязнение личной одежды и обуви не допускается. При этом следует иметь в виду, что если на поверхности активность фиксирована (т. е.

не отмывается обычными средствами), то она представляет меньшую опасность, чем если она не фиксирована (например, еще не стиранная спецодежда). В первом случае переход активности в воздух, на тело, а следовательно, возможность попадания внутрь организма менее вероятны, чем во втором случае.

Точно так же представляется вполне оправданным дифференцированный подход к установлению уровней загрязнения поверхностей для различных помещений с учетом, что эти нормы взяты с большим запасом. Действительно, во второй зоне (см. гл. 6), где ведутся ремонтные работы и рабочие снабжены специальной спецодеждой, дополнительными средствами индивидуальной защиты, респираторами, проходят обязательную санобработку, нет необходимости так жестко регламентировать уровни загрязненности поверхностей, как в помещениях, например, обычных радиохимических лабораторий II и III класса, где более вероятна возможность распространения 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 распространения радиоактивных веществ за пределами зоны и вместе с тем расширяют возможности проведения ремонтных работ.

ГЛАВА 5

НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ ДОЗИМЕТРИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

МЕТОДЫ РЕГИСТРАЦИИ ИЗЛУЧЕНИЙ

Для оценки радиационной обстановки в местах, где ведутся работы с радиоактивными веществами, необходимы приборы, которые могли бы регистрировать уровень радиации. Принцип действия любого прибора, предназначенного для регистрации проникающих излучений, состоит в измерении эффектов, возникающих в процессе взаимодействия излучения с веществом.

Наиболее распространенным до сих пор является ионизационный метод регистрации, основанный на измерении непосредственного эффекта взаимодействия излучения с

веществом, т. е. степени ионизации среды, через которую прошло 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 ионизирующих излучений, которые находят сейчас практическое применение.

Ионизационный метод

На рис. 19 приведена схема включения ионизационной камеры, представляющей собой воздушный конденсатор, состоящий из двух заряженных пластин *А* и *В*, на которые подается напряжение от батареи *Б*. В отсутствие источника излучения воздух является изолятором, и ток через конденсатор не проходит. Если на слой воздуха между электродами воздействовать ионизирующим 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.

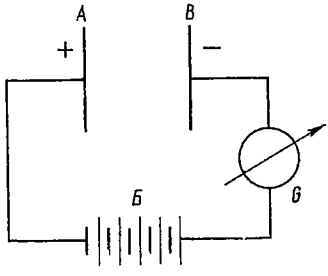

Рис. 19. Схема включения ионизационной камеры.

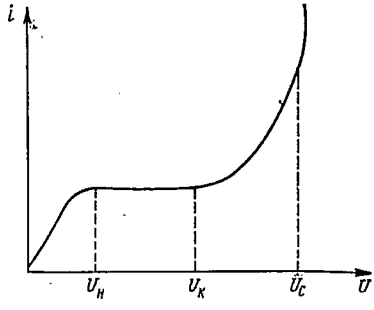

Рис. 20. Вольт-амперная характеристика воздушного конденсатора.

На рис. 20 показана кривая, выражающая зависимость силы ионизационного тока i от напряжения U, 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 рекомбиниро-

вать. С увеличением напряжения вероятность рекомбинации уменьшается, а следовательно, возрастает сила ионизационного тока.

Начиная с некоторого напряжения $U_н$ все ионы, образованные излучением, будут доходить до пластин конденсатора, и при увеличении напряжения ионизационный ток не возрастает. Область напряжений от $U_н$ до $U_к$, 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 n_0, а значит, и мощность дозы излучения:

$$i = n_0 e, \tag{50}$$

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

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

В области напряжений от $U_к$ до $U_с$ 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:

$$n = kn_0; \tag{51}$$

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 (51)

$$i = kn_0 e. \tag{52}$$

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. 20. Если напряжение между пластинами станет больше U_c, то достаточно возникновения одной пары ионов в газовом промежутке, чтобы между пластинами возник ток, причем его сила не зависит от первоначальной ионизации. Этот участок вольт-амперной характеристики называется областью самостоятельного разряда.

В этом случае, если через 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 $U_н$ до $U_к$ (см. рис. 20), и предназначенный для измерения ионизации, создаваемой излучением, называется ионизационной камерой.

Напряжение насыщения для ионизационных камер, работающих при нормальном давлении, составляет 100—300 *в*.

Ионизационные камеры чаще всего имеют цилиндрическую форму (рис. 21). Корпус *1* ионизационной камеры заземляют, а на стержень *3*, называемый центральным электродом, подают положительный потенциал. Для уменьшения утечки между стержнем и корпусом введено охранное кольцо *2*, укрепленное на изоляторах *4*, обладающих большим сопротивлением (янтарь, полистирол и др.). Потенциал охранного кольца примерно равен потенциалу центрального электрода.

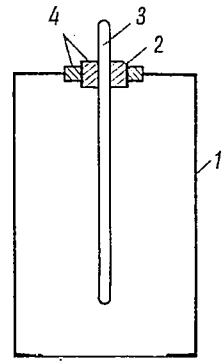

Рис. 21. Схема ионизационной камеры.

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 мощности дозы или дозы различного вида излучений.

Для измерения дозы, создаваемой потоком, например, α-частиц, необходимо, чтобы весь пробег частиц укладывался в объеме камеры. В этом случае вся энергия α-частиц будет израсходована на ионизацию в объеме камеры. Измерив ионизационный ток, можно определить дозу, создаваемую источником α-частиц. Чтобы исключить поглощение α-частиц стенками камеры, делают очень тонкие окошки для впуска α-частиц в ионизационную камеру или измеряемые α-активные препараты помещают внутри камеры.

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

Для измерения γ-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 аквадага.

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 γ-кванты.

Отградуировав камеру соответствующим образом, можно по дозе, создаваемой γ-излучением, судить 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 $U_к$—$U_с$ (см. рис. 20), 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 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 α-излучения.

Счетчики Гейгера—Мюллера. Ионизационные приборы, работающие в области самостоятельного разряда, т. е. при $U > U_с$ (см. рис. 20), называются счетчиками Гейгера—Мюллера. Чаще всего они используются для регистрации β-частиц. Они состоят из проводящего цилиндра и тонкой металлической нити толщиной 0,1—0,2 *мм*, изолированной от цилиндра. Счетчики по конструкции разделяются на

цилиндрические (рис. 22) и торцовые (рис. 23). 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*^{2}, чтобы β-частицы малых энергий могли попасть внутрь счетчика. На нить подается положительный

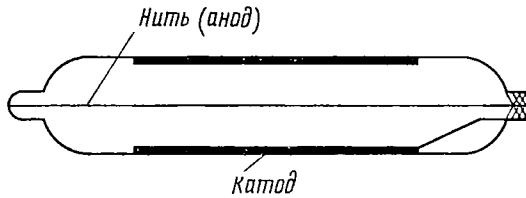

Рис. 22. Схема цилиндрического счетчика Гейгера—Мюллера.

потенциал порядка 800—1000 *в*, а цилиндр заземляется. Счетчики наполняют газом при пониженном давлении (50—600 *мм рт. ст.*). Счетчики, наполненные специальными парами (галогенные счетчики), работают при меньших потенциалах (порядка 300—400 *в*).

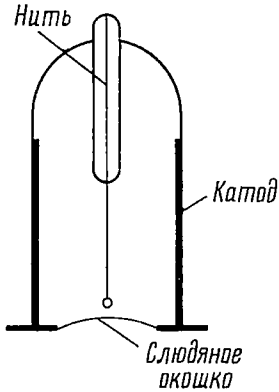

Рис. 23. Схема торцового счетчика.

Рассмотрим механизм возникновения разряда в счетчике, работающем в области самостоятельного заряда.

Пусть заряженная частица (α или β) образует хотя бы одну пару ионов в объеме счетчика. По мере приближения к нити, где напряженность электрического поля сильно возрастает, электрон будет ускоряться и образовывать большое число вторичных электронов за счет ударной ионизации. Вторичные электроны, ускоряясь, в свою очередь будут производить ионизацию, в результате число электронов, движущихся к нити, будет лавинообразно нарастать. Так, за очень короткий промежуток времени (примерно 10^{-7} *сек*) образуется порядка 10^9 пар ионов. Это приведет к развитию в счетчике газового разряда, который будет сам себя поддерживать, так

как положительные ионы, подойдя к катоду (цилиндру счетчика), будут в свою очередь вырывать дополнительные электроны; последние, двигаясь к нити, будут производить ударную ионизацию, образуя новую лавину электронов. Кроме того, электроны в объеме счетчика образуются также за счет вырывания электронов с катода ультрафиолетовым излучением, которое возникает в газовом разряде при переходе атомов из возбужденного состояния в невозбужденное.

Во время протекания газового разряда счетчик не способен регистрировать проходящие через него ионизирующие частицы. Поэтому для прекращения разряда в счетчике к нему подсоединяют последовательно большое сопротивление — порядка 1000 *Мом*. Так как разряд вызывает электрический ток в цепи счетчика, то на таком сопротивлении происходит столь большое падение напряжения, что самостоятельный разряд прекращается, и потенциал нити восстанавливается до прежнего значения, после чего счетчик способен зарегистрировать следующую проходящую через него частицу. Гасящее устройство прекращает разряд за 10^{-4}—10^{-2} *сек*. Это значит, что счетчик способен регистрировать 10 000—100 частиц в 1 *сек*.

Время, в течение которого счетчик не может зарегистрировать попавшую в него частицу, называется мертвым временем счетчика.

Можно прекратить разряд в счетчике не только при помощи гасящих устройств, а добавляя к основному газу, наполняющему счетчик (обычно инертному газу), пары спиртов или других органических соединений, состоящих из сложных молекул (метан, изопентан и др.). Обычно счетчики наполняют смесью из 90% аргона и 10% паров спирта.

Органические молекулы сильно поглощают ультрафиолетовое излучение, возникающеее в счетчике, что приводит к резкому уменьшению числа вторичных электронов, вырываемых этим излучением с катода. Кроме того, в таких молекулах имеются слабосвязанные электроны, которые легко отрываются и, присоединяясь к положительным ионам аргона, нейтрализуют их. Что же касается ионов органических молекул, то они очень редко вырывают электроны с катода. В результате разряд в счетчике прекращается. Мертвое время самогасящихся счетчиков порядка 10^{-4} *сек*. Следует иметь в виду, что в результате поглощения ультра-

фиолетового излучения молекулы паров спирта дезинтегрируют, что постепенно приводит к ухудшению гасящих свойств смеси и прекращению работы счетчика.

Счетчики Гейгера—Мюллера используются также и для регистрации γ-квантов. Регистрация фотонов происходит в основном за счет ионизации вторичными электронами, вырываемыми из катода (цилиндра счетчика). Очевидно, чем больше толщина катода и атомный номер материала катода, тем большее число вторичных электронов будет вырвано с катода, а следовательно, и эффективность счетчика будет больше, т. е. отношение числа зарегистрированных счетчиком частиц к числу падающих на него частиц. Следует указать, однако, что увеличение эффективности счетчика по отношению к γ-квантам будет наблюдаться только до тех пор, пока толщина стенки не превысит максимальный пробег вторичных электронов. При дальнейшем увеличении толщины стенки будет происходить уменьшение эффективности счетчика за счет ослабления γ-излучения в стенке счетчика. Цилиндр счетчика для γ-излучения делают обычно либо из меди, либо из стекла толщиной 1 *мм*, на которое наносится слой меди. Эффективность счетчиков по отношению к γ-квантам мала и составляет обычно 1—2%, а в ряде случаев и доли процента.

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 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. 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 (α-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 β-частиц и γ-квантов можно производить по суммарному почернению фотопленки. Чтобы определить дозу, создаваемую γ-излучением, необходимо окружить фотопленку слоем воздуха или тканеэквивалентного вещества, толщина которого равна или больше пробега вторичных электронов. Почернение фотопленки обусловливается той ионизацией, которую производят в фотоэмульсии вторичные электроны, образованные γ-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 γ-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 (α-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 γ-излучения, полученной отдельным работником.

Химический метод

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, организуя 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 γ-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 радиохимических лабораториях, а также на ядерных реакторах, где возможны протечки радиоактивных веществ из системы первого контура или появления радиоактивных газов и аэрозолей, помимо измерения уровней внешних потоков ионизирующих излучений, необходимо также проводить контроль загрязненности воздуха и рабочих поверхностей радиоактивными веществами в рабочих и смежных помещениях, а также уровня загрязненности рук и одежды работающих.

Приборы радиационного контроля могут быть как стационарного, так и переносного типа. Детекторы стационарных приборов, как правило, устанавливаются в помещениях, где постоянно ведутся работы с радиоактивными веществами или расположены источники излучения (ядерный реактор, облучательные установки и т. д.), проходят коммуникации первого и второго контуров ядерноэнергетических установок, в местах сбора и хранения радиоактивных отходов и т. д.

Измерительный пульт стационарных установок радиационного контроля располагается в специальных помещениях. Эти установки снабжены звуковым или световым сигналом, который срабатывает при превышении заданного уровня радиации.

Стационарные установки радиационного контроля являются установками непрерывного действия и их основная функциональная задача состоит в сигнализации о нарушении нормального технологического процесса, результатом которого является ухудшение радиационной обстановки, проявляющееся либо в повышении мощности дозы γ- или нейтронного излучения, либо в концентрации радиоактивных газов или аэрозолей в рабочих помещениях или во внешней среде.

Совершенно очевидно, что по показаниям датчиков стационарной установки радиационного контроля, например, о мощности дозы γ-излучения, не всегда можно достаточно точно судить о той дозе, которую получит работник, находящийся в данном помещении, поскольку уровень радиации в различных точках помещения может варьировать, особенно при проведении ремонтных работ. Поэтому обслуживающий персонал, непосредственно работающий с радиоактивными веществами, должен быть снабжен индивиду-

альными дозиметрами для контроля дозы γ-излучения.

В гл. 4 указывалось, что согласно НРБ—69, индивидуальными дозиметрами могут не снабжаться группы лиц из персонала (категория А), которые работают в контролируемой зоне в таких условиях, что лучевые нагрузки за год заведомо будут ниже $^1/_3$ ПДД. Например, это может касаться лиц, работающих на пульте управления ядерного реактора или установки и т. д. Однако в этих помещениях должны быть установлены детекторы стационарных установок радиационного контроля для сигнализации об изменении радиационной обстановки, чтобы можно было своевременно принять меры по предотвращению переоблучения персонала и ликвидации причин, приведших к ухудшению радиационной обстановки.

Отмечалось также, что по данным о концентрации радиоактивных газов или аэрозолей практически невозможно оценить поступление радиоактивных веществ внутрь организма через органы дыхания. Исследования радиационной обстановки показывают, что концентрации радиоактивных газов или аэрозолей варьируют в значительно больших пределах по помещению, чем мощность дозы γ-излучения, и зависят от таких трудноучитываемых параметров, как мощность вентиляции, конфигурация и размер помещения, наличие застойных зон, расположение источников газов или аэрозолей относительно места вытяжки и т. д. Поэтому в тех случаях, когда имеется потенциальная опасность попадания радиоактивных веществ внутрь организма, одной из обязательных задач радиационного контроля должно являться определение содержания радиоактивных веществ внутри организма на специальных установках типа СИЧ (см. стр. 134) или по активности выделений (моча, кал). Следует отметить, что в настоящее время разработаны и начинают внедряться в практику индивидуальные пробоотборники аэрозолей, позволяющие непрерывно измерять концентрацию радиоактивных аэрозолей непосредственно в зоне дыхания работника. По данным индивидуальных пробоотборников можно будет более корректно оценить поступление радиоактивных веществ в организм работающего.

При работах с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений контроль за радиационной обстановкой осуществляется не только стационарными, но

и переносными дозиметрическими приборами. Переносные приборы радиационного контроля используются в тех случаях, когда необходимо установить уровень излучения непосредственно на рабочем месте для решения вопроса о допустимом времени работы на данном участке. Чаще всего такая необходимость возникает при проведении ремонтных или наладочных работ, при сборе и транспортировке радиоактивных отходов и т. д. Кроме того, переносные дозиметрические приборы используются для эпизодического контроля радиационной обстановки вне контролируемой зоны.

Для осуществления радиационного контроля необходимо наличие аппаратуры, которую можно разделить на следующие основные группы:

— приборы для измерения внешних потоков излучения;
— приборы для измерения концентрации радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе;
— приборы для измерения уровней загрязненности радиоактивными веществами рабочих поверхностей, спецодежды, рук, тела;
— приборы и методы индивидуального дозиметрического контроля;
— приборы и методы для определения содержания радиоактивных веществ в организме.

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

Приборы для измерения γ-излучения и нейтронов

Все приборы, применяемые для измерения дозы γ-излучения, принципиально мало отличаются друг от друга и состоят из детектора, представляющего собой ионизационную камеру с первым каскадом усиления и измерительного блока, включающего усилитель постоянного тока, блок питания и измерительный прибор.

В некоторых случаях для измерения уровня γ-излучения, а также потока β-частиц используют приборы, датчиком которых является газоразрядный или сцинтилляционный счетчик. Такие приборы называются радиометрами. Несмотря на то что радиометры при измерении дозы обладают значительно меньшей точностью, чем дозиметры, они более чувствительны, что позволяет производить измерение очень малых доз излучения.

Для осуществления непрерывного дистанционного контроля радиационной обстановки с помощью выносных детекторов, а также контроля технологических процессов и работы технологического оборудования нашей промышленностью выпускается многоканальная стационарная дозиметрическая установка «Система» [34]. Она может быть

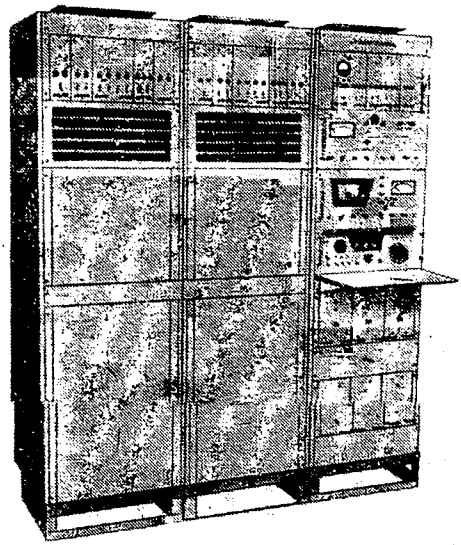

Рис. 24. Пульт управления многоканальной установки дозиметрического и технологического контроля «Система» (тип 8004-01)

модифицирована на 50, 100, 150, 200 и 250 каналов. Эта установка позволяет контролировать мощность дозы γ-излучения, потоки быстрых и тепловых нейтронов, концентрацию β-радиоактивных газов и α- и β-активных аэрозолей. Установка снабжена устройством для записи показаний детекторов, сигнализации о превышении заданной дозы и переговорным устройством. Электрические сигналы с детекторов по кабелям поступают на сигнальную стойку в цент-

ральном пульте управления (ЦПУ). На рис. 24 изображен пульт управления установки «Система». Чтобы более четко представить себе возможности этой установки, в табл. 16 даны диапазоны измерений и пороги сигнализации датчиков, предназначенных для измерения различных параметров радиационной обстановки.

Таблица 16

Диапазоны измерения и пороги сигнализации датчиков установки «Система»

Измеряемый параметр	Диапазон измерений	Порог сигнализации
Мощность дозы γ-излучения, *мкр/сек*	$5\cdot10^{-2}$—$5\cdot10^{6}$	$5\cdot10^{-2}$—$5\cdot10^{4}$
Плотность потока тепловых нейтронов, *нейтрон/(сек·м²)*	10^{4}—10^{8}	10^{4}—10^{8}
Плотность потока быстрых нейтронов, *нейтрон/(сек·м²)*	10^{5}—10^{8}	10^{5}—$5\cdot10^{6}$
Концентрация β-активных газов, *кюри/л*	$5\cdot10^{-10}$—10^{-5}	$5\cdot10^{-10}$—$5\cdot10^{-7}$
Концентрация β-активных аэрозолей, *кюри/л*	10^{-13}—10^{-10}	$5\cdot10^{-13}$—$2{,}5\cdot10^{-11}$
Концентрация α активных аэрозолей, *кюри/л*	10^{-14}—10^{-11}	$5\cdot10^{-14}$—$2{,}5\cdot10^{-12}$

Для проведения стационарного радиационного контроля в меньшем объеме могут быть использованы двух- или двенадцатиканальные установки типа УСИД-2, УСИД-12 [34]. Детекторы установок типа УСИД могут быть размещены на расстоянии до 200 *м* от пульта. На рис. 25 показана установка типа УСИД-12.

Прибором переносного типа для измерения мощности дозы γ-излучения в рабочих помещениях является микрорентгенметр типа МРП-1 (рис. 26). Детектором служит ионизационная камера объемом 1 *л*, смонтированная в одном кожухе с радиотехнической схемой и измерительным пультом. Питание батарейное; диапазон измерений 0,5—5000 *мкр/сек*.

Прибором поискового типа для обнаружения радиоактивных веществ служит радиометр СРП-2 (рис. 27). Детектором радиометра СРП-2 является сцинтилляционный счетчик; диапазон измерений 2—1250 *мкр/ч*.

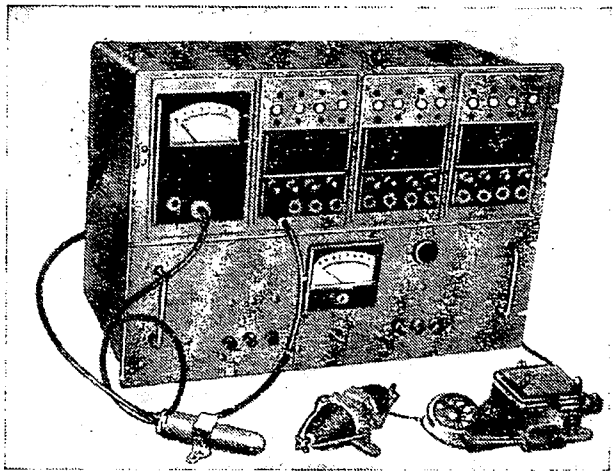

Рис. 25. Сигнально-измерительная дозиметрическая установка УСИД-12.

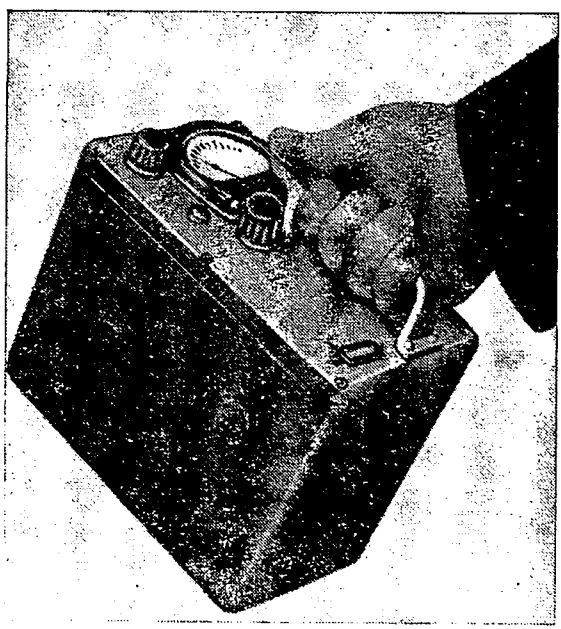

Рис. 26. Портативный микрорентгенметр МРП-1.

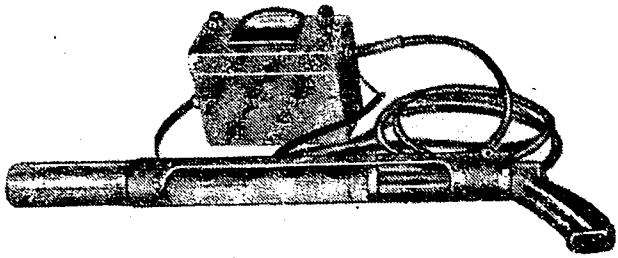

Рис. 27. Портативный поисковый радиометр СРП-2.

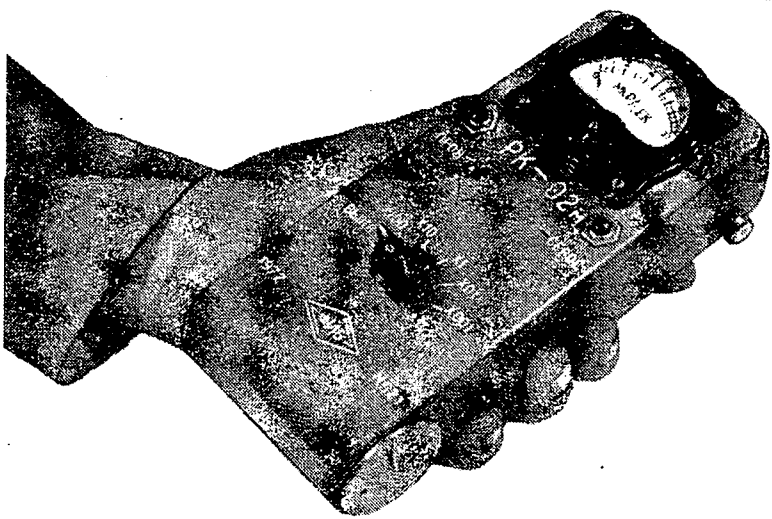

Рис. 28. Радиометр карманный типа РК-02.

Весьма удобным прибором для измерения мощности дозы β- и γ-излучения на рабочих местах, проверки эффективности биологической защиты реакторов и облучательных установок, а также для проведения оперативного дозиметрического контроля является радиометр РК-01, а сейчас

его новая модификация РК-02 (рис. 28). Диапазон измерений мощности дозы γ-излучения у радиометра РК-02 очень широкий и составляет 0,01—1000 *мкр/сек*. В отличие от РК-01, радиометр РК-02 имеет пять поддиапазонов измерений. В качестве детекторов в РК-02 использованы три галогенных счетчика СТС-5 для измерений мощности дозы до

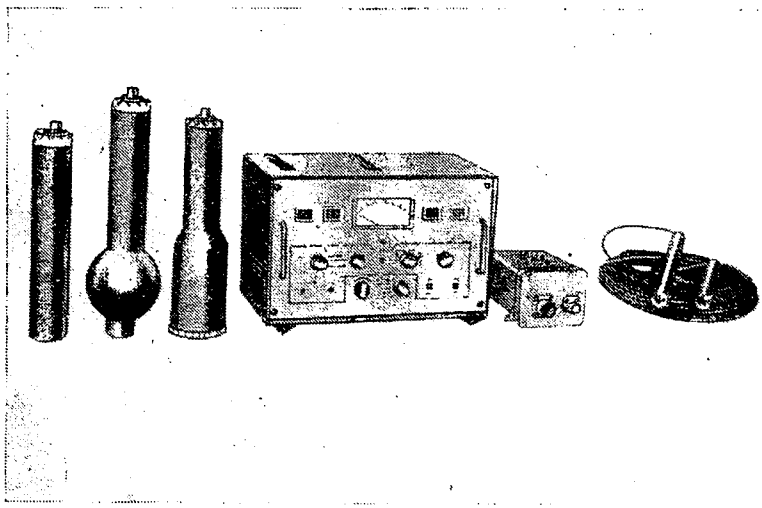

Рис. 29. Нейтронный радиометр «Мидия».

10 *мкр/сек* и один счетчик СИ-3БГ для измерения мощности дозы γ-излучения до 1000 *мкр/сек*.

Потоки тепловых нейтронов могут быть измерены любым из описанных дозиметров или радиометров. Для этого на детекторы приборов необходимо надеть кадмиевые чехлы и проводить два измерения. При измерении с чехлом определяется мощность дозы γ-излучения и тепловых нейтронов, а без чехла — мощность дозы γ-излучения. По разности показаний можно определить мощность дозы (или поток) тепловых нейтронов, предварительно проведя соответствующую градуировку прибора по тепловым нейтронам.

Для дистанционного измерения плотности потоков тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов в присутствии γ-фона используется нейтронный радиометр типа «Мидия» (рис. 29). Прибор состоит из измерительного пульта и пяти типов датчиков. Радиометр снабжен устройством, сигнали-

зирующим о превышении потока нейтронов, и имеет вывод для записи показаний на самописец. Диапазоны измерений плотности потока тепловых нейтронов 10^4—10^{10} *нейтрон/(сек · м²)*; промежуточных (0,03—1 *Мэв*) — 10^5—10^9 *нейтрон/(сек · м²)*; быстрых (1—14 *Мэв*) — 10^5—10^9 *нейтрон/(сек · м²)*.

Мощность дозы нейтронов с энергией от тепловых до 20 *Мэв* может быть измерена нейтронным дозиметром типа

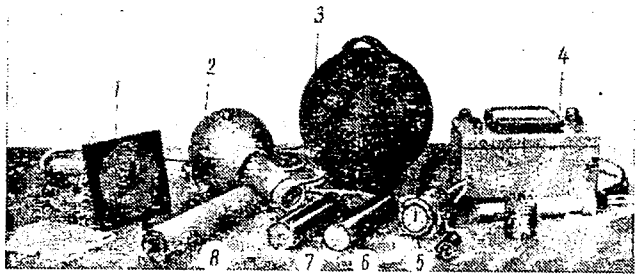

Рис. 30. Универсальный сцинтилляционный радиометр РУС-7:

1 — детектор для измерения загрязненности поверхности β-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-10БГ для измерения мощности дозы γ-излучения); *5* — электромеханический счетчик; *6* — радиометр; *7* — детектор для измерения тепловых нейтронов; *8* — кадмиевый чехол.

ДН-1А. Прибор имеет четыре поддиапазона, что позволяет измерять мощность дозы нейтронов в пределах 3—3000 *мбэр/ч*.

В заключение следует сказать несколько слов об универсальном радиометре типа РУС для измерения дозы нейтронов любого спектрального состава, в том числе и промежуточных нейтронов. Этот прибор имеет также детекторы, позволяющие измерять мощность дозы γ-излучения, потоки быстрых и тепловых нейтронов, уровень загрязненности поверхностей α- и β-активными веществами при наличии γ-фона до 40 *мкр/сек* (рис. 30) [36].

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

Измерение загрязненности воздушной среды радиоактивными аэрозолями

Вследствие того что среднегодовые 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 специальная ткань типа ФП, которая практически полностью улавливает аэрозоли, т. е. обладает малым коэффициентом проскока и имеет небольшую толщину. Оптимальная скорость прокачки для этих фильтров равна 1 $л/(мин \cdot см^2)$, в этом случае коэффициент проскока минимален.

Любая установка для определения концентрации радиоактивных аэрозолей состоит из следующих основных узлов: детектора с фильтром, прибора для измерения скорости прокачки воздуха, устройства для прокачивания воздуха и счетной установки для определения абсолютной активности аэрозолей, осажденных на фильтре.

Стационарными приборами для непрерывного измерения концентрации α—β-радиоактивных аэрозолей в воздухе являются аэрозольные радиометры типа АРС-2 и РА12С-1 (рис. 31) [34, 35]. В этих приборах аэрозоль воздухозаборным устройством просасывается через непрерывно движущуюся фильтрующую ленту. Активность аэрозоля, осажденного на ленте, регистрируется детекторами α- и β-излучения. Импульсы с детекторов излучения поступают на сигнально-измерительный пульт. Прибор снабжен самописцем, а также устройством для сигнализации о превышении заданного уровня концентрации радиоактивных аэро-

Рис. 31. Аэрозольный радиометр РА12С-1.

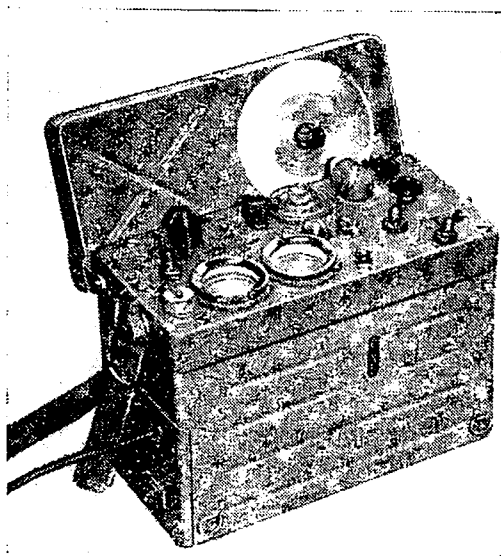

Рис. 32. Переносная установка РВ-4 для измерения концентрации радиоактивных аэрозолей в воздухе.

золей. Имеется автоматическая компенсация γ-фона до 1 *мр/ч*. Фильтрующая лента может двигаться со скоростью от 0,1 до 10 *мм/мин*. При скорости движения ленты 0,5 *мм/мин* и скорости прокачки воздуха 100 *л/мин* диапазон измерения концентрации α-активных аэрозолей равен 10^{-14}—10^{-10} *кюри/л*, а β-активных аэрозолей 10^{-13}—10^{-10} *кюри/л*.

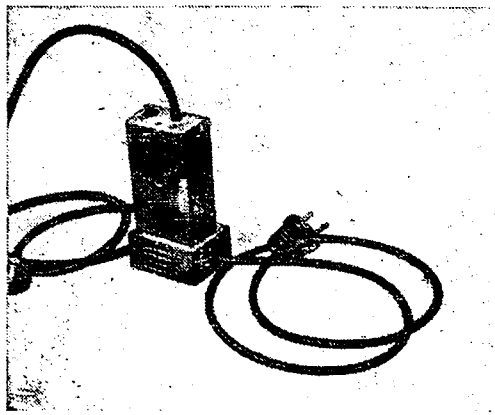

Рис. 33. Индивидуальный пробоотборник для измерения концентрации аэрозолей.

В качестве переносного прибора для измерения концентрации α- и β-активных аэрозолей используется установка РВ-4 (рис. 32). Питание прибора от сети переменного тока.

Для измерения концентрации радиоактивных аэрозолей непосредственно в зоне дыхания работника служит индивидуальный пробоотборник (рис. 33). Отбор проб производится на стандартные фильтры. Прибор состоит из фильтродержателя, представляющего собой легкую алюминиевую коробку, и насоса мембранного типа.

Приборы для измерения загрязненности поверхностей

Загрязненность поверхностей радиоактивными веществами измеряется числом α- или β-частиц, испускаемых с определенной площадки загрязненной поверхности. Это

удобно, поскольку не требует введения поправки на обратное рассеяние и на самопоглощение α- или β-частиц в активном слое загрязненной поверхности, которые очень трудно учесть. В то же время при этом упрощается градуировка приборов и обеспечивается быстрое определение загрязненности поверхностей.

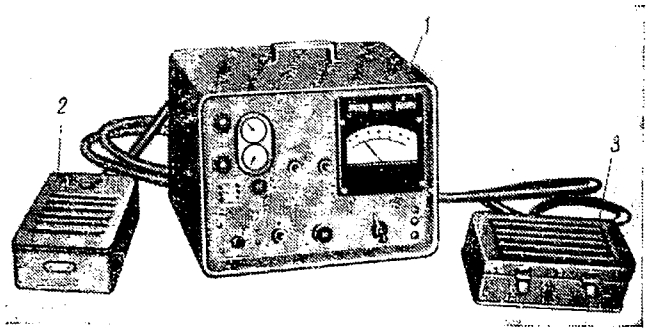

Рис. 34. Универсальный радиометр типа ТИСС для измерения загрязненности поверхностей и одежды:
1 — измерительный пульт; *2* — детектор ТГ для измерения загрязненности β — γ-активными веществами; *3* — детектор ТЮ для измерения загрязненности α-активными веществами.

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. Детектор типа ТГ с тремя галогенными счетчиками СТС-6 предназначен для измерения загрязненности поверхностей β—γ-активными веществами, детектор ТЮ представляет собой пропорциональный счетчик с воздушным наполнением для измерения загрязненности поверхностей α-активными веществами (рис. 34). Измеряемая площадь этих детекторов равна 150 *см*^{2}. Третий детектор установки ТИСС—ТИ представляет собой сцинтилляционный счетчик с фотоумножителем для измерения загрязненности небольших поверхностей α-активными веществами, измеряемая площадь равна 23 *см*^{2}.

Для измерения уровня загрязненности спецодежды и тела в настоящее время используется установка СУ-1, ко-

торая автоматически сигнализирует о превышении уровня загрязненности тела и одежды β-активными веществами. Детекторами установки СУ-1 являются газоразрядные счет-

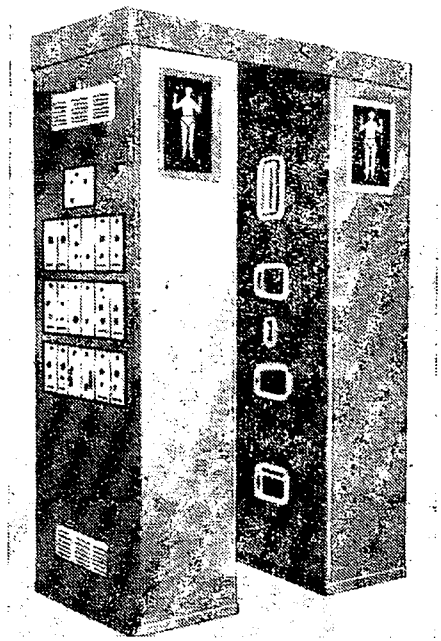

Рис. 35. Установка СУ-1 для измерения уровня загрязненности радиоактивными веществами спецодежды и тела.

чики СТС-6 (рис. 35) [35]. Прибор СУ-1 обычно устанавливается на выходе из контролируемой зоны и из санпропускника.

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.

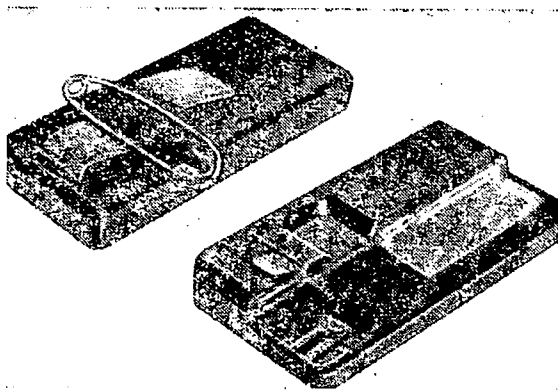

Рис. 36 Внешний вид кассеты ИФКУ.

В настоящее время для контроля дозы γ-излучения применяются индивидуальные дозиметры, основанные на применении специальных сортов фотопленки (метод ИФК и ИФКУ), малых ионизационных камер (метод ИДК) и термолюминесцентных стекол (метод ИКС) [37—39].

Фотографический метод дозиметрического контроля основан на сравнении оптической плотности почернения пленок с контрольными пленками, которые облучены известной дозой γ-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 *мм*. Степень почернения рабочих и контрольных пленок после проявления и фиксирования определяется денситометром.

В методике ИФКУ [37] изменена конструкция кассеты; это позволило использовать фотопленку для регистрации дозы, создаваемой не только γ-квантами, но также β-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.

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.

Фотографический метод индивидуального контроля позволяет определить дозу излучения в диапазоне 0,05—2,0 *бэр* при использовании пленок типов РМ-1, «Рентген XX», «Агфа». Верхний предел измеренных доз может быть увеличен до 15—50 *бэр* при использовании пленок типов РМ-5-3 и РМ-5-4.

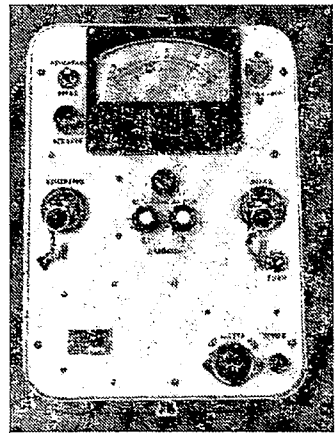

Рис. 37. Зарядно-измерительное устройство комплекта КИД-1.

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. 37 и 38 показан общий вид зарядно-измерительного устройства и конденсаторных камер, входящих в комплект КИД-1. При помощи этих камер можно измерить дозу γ-излучения в диапазоне 0,02—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 [38, 39].

Датчиком излучения служит специальный сорт так называемых термолюминесцентных стекол. Под воздействием излучения молекулы стекла переходят в возбужденное состояние. Эта энергия возбуждения накапливается в стеклянном дозиметре и высвечивается в виде световой

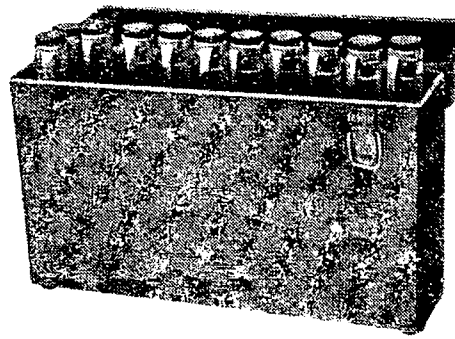

Рис. 38. Конденсаторные камеры комплекта КИД-1.

вспышки после нагревания дозиметра до температуры около 300°. По яркости световой вспышки, которая регистрируется специальным прибором, можно судить о накопленной дозе радиации.

Достоинство такого 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), например за время навигации атомного ледокола «Ленин». Кроме того, достоинство метода состоит в том, что дозиметр может практически бесконечно долго сохранять накопленную энергию возбуждения. Показания дозиметров почти не зависят от температуры и влажности, при которых они экспонируются.

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 микрокюри. Естественно, что в выделениях содержится небольшая доля активности, накопленная во всем организме, измерить которую весьма трудно. Поэтому радиометрические измерения выделений проводят 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 α-активных изотопов.

Для определения содержания в организме β- и γ-активных изотопов в настоящее время разработаны высокочувствительные установки типа СИЧ (счетчик излучения 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 значит и для повышения чувствительности установки.

Человек находится в камере между детекторами, 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 γ-излучающих изотопов (Cs^{137}, Co^{60}, K^{40}) определяют непосредственно, активность β-излучающих изотопов (P^{32}, Sr^{90}) — по их тормозному излучению. Используя установки типа СИЧ, можно определить сотые доли допустимого содержания радиоактивных веществ внутри организма [40].

ГЛАВА 6

ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ И ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ

При работах с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений первоочередное значение приобретает правильная организация труда, обеспечивающая безопасность обслуживающего персонала, отдельных лиц из населения и всего населения в целом. Правильно организовать работу с радиоактивными веществами — это значит предусмотреть такой комплекс мероприятий по обеспечению радиационной безопасности, при котором лучевые нагрузки от источников внешнего и внутреннего облучения не будут превышать регламентируемые ПДД или пределы доз для соответствующих категорий лиц и групп критических органов. К этим мероприятиям относятся создание защиты от внешних потоков излучения, предотвращение распространения радиоактивных веществ в рабочие помещения и внешнюю среду, соответствующая планировка и отделка помещений, организация необходимого радиационного контроля и санитарно-пропускного режима, обеспечение необходимых условий транспортировки радиоактивных веществ, сбора и захоронения радиоактивных отходов, использование средств индивидуальной защиты, проведение дезактивационных работ и т. д.

Руководящим документом, регламентирующим требования по обеспечению радиационной безопасности при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений, являются «Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений» ОСП—72 № 950—72 [28].

Создание ОСП—72 вместо действовавших «Санитарных правил СП-333—60» [24] обусловлено необходимостью корректировки ряда положений в связи с введением в действие НРБ—69. Кроме того, на основе накопленного опыта работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений выявилась необходимость пересмотра и уточнения ряда положений действовавших ранее Правил. В частности, в ОСП—72 пересмотрены значения регламентируемой мощности дозы за защитой для помещений различного назначения, а также допустимые уровни загрязнения

средств индивидуальной защиты; уточнен ряд положений, касающихся размещения лабораторий, предприятий и учреждений, где ведутся работы с радиоактивными веществами или источниками ионизирующих излучений, переработки и захоронения радиоактивных отходов, организации радиационного контроля, требований к дезактивации рабочих помещений и оборудованию и т. д.

В ОСП—72 изложены наиболее общие положения по обеспечению радиационной безопасности, применимые и обязательные для всех предприятий и учреждений, где ведутся работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. Поэтому они названы «Основными санитарными правилами».

Совершенно очевидно, что в зависимости от специфики работы может потребоваться развитие, дополнение или изменение отдельных положений по обеспечению радиационной безопасности. Исходя из этого во введении к ОСП—72 указывается, что министерства и ведомства на основе настоящих «Правил» и НРБ—69 должны разработать новые или внести изменения в существующие правила по отдельным вопросам проведения работ с использованием радиоактивных веществ и других источников ионизирующих излучений [28].

В настоящей главе кратко излагаются основные требования по обеспечению радиационной безопасности и дается трактовка наиболее важных, с нашей точки зрения, положений ОСП—72.

ЗАЩИТА ОТ ВНЕШНИХ ПОТОКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ

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

Ввиду того, что пробеги α-частиц, испускаемых радиоактивными веществами, очень малы, нет необходимости говорить о защите от внешнего облучения α-частицами, даже если ведутся работы с открытыми радиоактивными веществами. Достаточно находиться на расстоянии 9—10 *см* от радиоактивного препарата, и ни одна α-частица не попадет на тело работающего, поскольку пробеги в воздухе α-частиц, испускаемых радиоактивными веществами, не превы-

шают 8—9 *см*. Одежда, резиновые перчатки полностью защищают от внешнего облучения α-частицами.

Для того чтобы предохранить тело работающего от внешнего облучения β-частицами, надо вести операции с радиоактивными веществами за специальными ширмами (экранами) или в специальных защитных шкафах. Толщина защитных ширм должна быть больше максимального пробега β-частиц. Хранить β-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:

$$d = (0{,}54\, E_{\text{макс}} - 0{,}15)\, г/см^2, \qquad (53)$$

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

Сложнее дело обстоит с созданием защиты от внешних потоков γ-излучения и нейтронов, проникающая способность которых значительно больше, чем α- или β-частиц. Кроме того, как указывалось в гл. 2, в отличие от α- и β-частиц, γ-излучение и нейтроны полностью поглотить нельзя, а можно только ослабить в заданное число раз.

Защита от γ-излучения и нейтронов довольно громоздка и ее толщина может достигать несколько десятков и даже сот сантиметров, например, защита ядерного реактора. Поэтому рекомендуется при проектировании защиты учитывать назначение соседних помещений, время пребывания в них работников, а также принадлежность их к той или иной категории облучаемых лиц. При этом защита должна проектироваться с коэффициентом запаса, равным двум. Таким образом, мощность дозы за защитой P должна быть равна

$$P = \frac{D}{2t}\ мбэр/ч \qquad (54)$$

где D — доза (*мбэр/неделя*), соответствующая ПДД для данной категории лиц [28]. Рассчитаем, например, мощность дозы за защитой, которая должна быть в помещении, где в течение не более $t = 18$ *ч* в неделю находятся работники, относящиеся к категории А, т. е. для которых ПДД равно 5 *бэр* в год, или соответственно $D = 100$ *мбэр/неделя*. Из выражения (54) следует

$$P = \frac{100}{2 \cdot 18} = 2{,}8\ мбэр/ч.$$

Таблица 17

Проектные мощности дозы P за защитой в помещениях пребывания персонала (категория А) [28]

Назначение помещения	P, *мбэр/ч*
Помещения постоянного пребывания людей ($t = 36$ *ч/неделя*)	1,4
Помещения, в которых время пребывания персонала $t \leqslant 18$ *ч/неделя*	2,8
Необслуживаемые помещения	28
Любые помещения данного учреждения	0,1

В табл. 17 приведены регламентируемые ОСП—72 проектные мощности дозы P за защитой для помещений постоянного пребывания персонала (категория А) для 36-часовой недели, помещений, где персонал находится не более половины рабочего дня ($t \leqslant 18$ *ч/неделя*), а также для необслуживаемых помещений и любых других помещений данного предприятия или учреждения. К необслуживаемым помещениям относятся каньоны, боксы и другие помещения, в которых находятся источники радиации, например система трубопроводов реактора, и т. д., куда персонал заходит эпизодически, только для выполнения ремонтных работ.

Как уже указывалось, для другого времени t пребывания персонала в помещениях проектная мощность дозы за защитой P рассчитывается по формуле (54).

Из табл. 17 следует, что регламентируемая мощность дозы за защитой в необслуживаемых помещениях в 20 раз выше, чем в помещениях постоянного пребывания персонала. Это значит, что если на протяжении всего года время работы в этих помещениях не превысит 1,8 *ч/неделя* (или ~94 *ч/год*), то годовая лучевая нагрузка (без учета коэффициента запаса) не превысит 5 *бэр*. Могут возникнуть ситуации, когда потребуется проводить работы в необслуживаемых помещениях в течение времени большего, чем то, за которое лучевая нагрузка составит ПДД. В этом случае следует принять меры по дополнительной экранировке источников излучения, либо соответствующим образом регламентировать время работы

Согласно НРБ—69, при организации работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений и при проектировании защиты для лиц, работающих на данном предприятии или учреждении по соседству с помещениями, где ведутся работы с радиацией, следует исходить из дозы облучения 0,5 *бэр* в год, т. е. в формуле (54) следует принимать $D = 10$ *мбэр/неделя*. Следовательно, в любых помещениях данного предприятия или учреждения, где непосредственно не ведутся работы с радиоактивными веществами, мощность дозы за защитой должна быть в 10 раз меньше, чем в помещениях постоянного пребывания персонала, и составлять 0,14 *мбэр/ч*, или (округленно до первой значащей цифры после запятой) 0,1 *мбэр/ч* (см. табл. 17).

В помещениях и на территории в пределах наблюдаемой зоны проектируемая мощность дозы регламентируется равной 0,03 *мбэр/ч*, т. е. примерно в 40 раз меньше, чем для помещений постоянного пребывания персонала [28]. Этот уровень установлен исходя из того, что ПДД для отдельных лиц из населения в 10 раз меньше (0,5 *бэр* в год), чем для персонала, а время пребывания $t = 24$ *ч/день*, т. е. примерно в 4 раза больше, чем в помещениях постоянного пребывания персонала.

При проектировании защиты помещений, где размещаются, например, гамма-терапевтические или дефектоскопические установки, следует учитывать возможное направление выпуска пучка лучей и только в этих направлениях проектировать защиту от прямого излучения, а в остальных — достаточно предусматривать защиту только от рассеянного излучения.

Наряду с требованиями, предъявляемыми к мощности дозы в соседних помещениях, в ОСП—72 указывается, что для приборов технологического контроля, которые по условиям эксплуатации зачастую должны использоваться в общих помещениях, мощность дозы на расстоянии 1 *м* от блока прибора с радиоактивным источником не должна превышать 0,3 *мбэр/ч*. Если на этом расстоянии находиться в течение всего рабочего дня ($t = 6$ *ч/день* или 36 *ч/неделя*) на протяжении всего года, т. е. 52 недели, то годовая доза облучения будет равна $D = Pt = 0{,}3 \cdot 36 \cdot 52 \approx 500$ *мбэр*, т. е. составит ПДД для отдельных лиц из населения.

Поэтому при использовании установок и аппаратов, на расстоянии 1 *м* от которых в рабочем и нерабочем положе-

нии создалась мощность дозы 0,3 *мбэр/ч*, не предъявляются никакие специальные требования к помещениям и размещению установок.

Допустимая мощность дозы вплотную к таким установкам согласно ОСП—72 составляет 10 *мбэр/ч*.

Если же мощность дозы от облучательных установок превышает 0,3 *мбэр/ч* на расстоянии 1 *м* от защитного кожуха, такие установки должны размещаться в специальных помещениях, преимущественно в отдельном здании или отдельном крыле здания. При этом специальные требования к отделке помещений не предъявляются.

Чтобы обеспечить доступ в помещения, где размещаются облучательные установки (гамма-терапевтические или дефектоскопические) при размещении источника в положении хранения (установка выключена) и проведении там необходимых наладочных или ремонтных работ, регламентируемая мощность дозы на расстоянии 1 *м* от защитного кожуха не должна превышать 3 *мбэр/ч*, что соответствует ПДД для персонала 5 *бэр* в год.

Пульт управления облучательных установок должен размещаться в смежном помещении. Входная дверь в помещение, где размещается установка, должна быть снабжена блокирующим устройством, препятствующим проходу в помещение при включенной установке. Кроме того, должно быть предусмотрено устройство для принудительного дистанционного перемещения источника в положение хранения в случае любой аварии [28].

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 γ-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 γ-излучения различных энергий [6—11].

В качестве материала для защиты от γ-излучения в принципе можно использовать любое вещество. Однако при вы-

боре защитного материала надо руководствоваться его конструктивными свойствами, а также требованиями к габаритам и массе. Для защитного кожуха различного типа установок (гамма-терапевтических или гамма дефектоскопических), где существенную роль играет масса, наиболее выгодным защитным материалом являются такие вещества, которые лучше всего ослабляют γ-излучение. Как показано в гл. 2, чем больше плотность и атомный номер вещества, тем больше степень ослабления γ-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 масса 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 длинноволновым 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 наличии водяной защиты более удобно проводить зарядку и перезарядку установки, а также выполнять ремонтные работы.

В некоторых случаях условия работы с источниками γ-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 персонал от облучения, надо пользоваться, как говорят, «защитой расстоянием» и «защитой временем». Это значит, что все манипуляции с откры-

тыми источниками γ-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 (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 *мг-экв* Ra, нет необходимости предусматривать какие-либо меры защиты. С источниками активностью до 10 *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.

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 незаметных нарушений ее целостности, например трещин в бетонных и барито-бетонных ограждениях, вмятин и разрывов свинцовых листов и т. д.

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 γ-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 γ-излучения, которые образуются в реакторе в процессе деления, а также за счет распада

продуктов деления. На ускорителях и в радий-бериллиевых препаратах γ-излучение возникает при различных ядерных реакциях. Кроме того, продукты распада урана испускают γ-кванты. Поэтому при проектировании защиты от нейтронов всегда надо одновременно предусматривать защиту от γ-излучения.

ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ В ОТКРЫТОМ ВИДЕ

В предыдущем разделе мы рассматривали вопросы защиты при работах с закрытыми источниками излучения, т. е. когда человек может подвергнуться только внешнему облучению. Здесь основным требованием к обеспечению безопасных условий труда является сооружение защитных ограждений, обеспечивающих снижение дозы внешних потоков излучений на рабочих местах и в соседних помещениях до предельно допустимых уровней, или использование «защиты временем» или «защиты расстоянием», чтобы за время проведения той или иной операции не произошло переоблучение обслуживающего персонала.

Радиоактивные вещества используют также в открытом виде, например при радиационно-химических работах, выделении того или иного изотопа из смеси радиоактивных продуктов, приготовлении радиоактивных растворов, использовании изотопов в методе меченых атомов, экспериментальных работах, связанных с затравками животных радиоактивными веществами и т. д. В этих случаях кроме внешнего облучения возможно попадание радиоактивных веществ внутрь организма. Поэтому при работах с радиоактивными веществами в открытом виде, наряду с организацией защиты от внешнего облучения, следует предусмотреть комплекс мероприятий, предотвращающий радиоактивное загрязнение воздуха и поверхностей рабочих и смежных помещений, одежды и кожных покровов, а также объектов внешней среды. Безусловно, этот комплекс мероприятий должен быть предусмотрен также на ядерных реакторах и радиохимических производствах, где существует потенциальная опасность (в особенности при выполнении ремонтных работ) проникновения радиоактивных веществ в рабочие помещения и во внешнюю среду. Эти требования подробно излагаются в ОСП—72.

Одним из важных мероприятий по обеспечению радиационной безопасности при работе с радиоактивными веществами в открытом виде является соответствующая планировка и отделка помещений, при которой максимально затруднено распространение радиоактивных веществ по другим помещениям. В этих целях работы с радиоактивными веществами следует сосредоточивать в одной части здания и уменьшить до минимума проходы через эти помещения. Отделка и оборудование помещений должны обеспечивать их легкую дезактивацию. Кроме того, в ОСП—72 предъявляется ряд требований к системе вентиляции, организации рабочих мест и технологических режимов, к системе сбора и удаления радиоактивных отходов, соблюдению мер личной гигиены и т. д., что позволяет исключить возможность попадания радиоактивных веществ внутрь организма и тем самым обеспечить безопасные условия труда. Эти требования зависят от характера проводимых работ с теми или иными радиоактивными изотопами, их активности, а также группы радиотоксичности, к которым эти изотопы принадлежат (см. стр. 102).

В зависимости от радиотоксичности изотопа и его активности на рабочем месте 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. 18 приводятся активности на рабочем месте для различного класса работ в зависимости от группы радиотоксичности, к которой принадлежит данный изотоп.

Таблица 18

Активность на рабочем месте для различного класса работ, *мккюри* [28]

Группа радиотоксичности	Класс работ		
	I	II	III
А	Более 10^4	От 10 до 10^4	От 0,1 до 10
Б	» 10^5	От 10^2 до 10^5	От 1,0 до 10^2
В	» 10^6	От 10^3 до 10^6	От 10 до 10^3
Г	» 10^7	От 10^4 до 10^7	От 10^2 до 10^4
Д	» 10^8	От 10^5 до 10^8	От 10^3 до 10^5

При возможности выбора радиоактивных веществ для работы следует использовать вещества наименьшей радиотоксичности. Кроме того, работу необходимо организовать таким образом, чтобы количество вещества на рабочем месте было минимально необходимым для данной операции. Рекомендуется также по возможности уменьшить число таких операций как пересыпание порошков, возгонка и т. д., которые связаны с потерей радиоактивного вещества.

Работы III класса можно проводить в тех же помещениях, в которых ведутся работы со стабильными изотопами. Отделка помещений должна быть такой же, как и в обычной химической лаборатории (стены на высоту до 2 *м* окрашивают масляной краской). Рекомендуется устройство душевой и выделение помещений для хранения и фасовки радиоактивных веществ и растворов. 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, пластикатом или другими малосорбирующими материалами. 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 халатами и шапочками из отбеленного молескина, а также резиновыми или хлорвиниловыми перчатками.

Для работ II класса должны быть предусмотрены специально оборудованные изолированные помещения. Полы следует покрывать пластикатом, 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 β- и γ-излучения, а также от загрязнения 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. 39 показан общий вид одной из защитных камер.

Защитные камеры и вытяжные шкафы оборудованы вентиляцией. Воздух подается по самостоятельной системе воздуховодов, а удаленный загрязненный воздух очищается на индивидуальном фильтре при камере или в вытяжном шкафу. Это предотвращает загрязнение системы вытяжных воздуховодов 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 γ-излучения в лаборатории, индивидуальный контроль, а также контроль загрязненности воздуха и рабочих поверхностей.

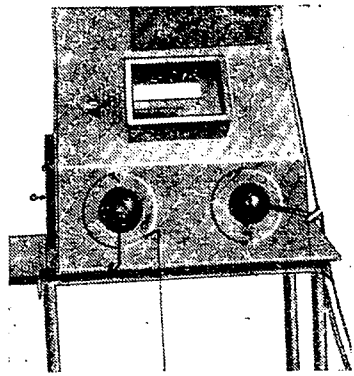

Рис. 39. Защитная камера с щипцевидными манипуляторами, вмонтированными в переднюю стенку камеры при помощи шарового соединения.

В составе помещений, где ведутся работы II класса, необходимо иметь санитарный пропускник или душевую, на выходе из которой проводится контроль уровня загрязненности рук и тела.

При работах II класса персонал должен быть обеспечен халатами, шапочками, перчатками, легкой обувью и при необходимости средствами защиты органов дыхания. При выполнении операций с радиоактивными растворами или порошками, когда возрастает вероятность загрязнения, или при уборке помещений, персонал должен быть снабжен дополнительно пластикатовыми фартуками и нарукавниками или пластикатовыми полухалатами, а также дополнительной резиновой или пластикатовой спецобувью.

Работы I класса проводятся в помещениях, расположенных в отдельной части здания, изолированных от других помещений и имеющих специальную планировку, которая обеспечивает отделение аппаратуры от установок, являющихся источниками загрязнения воздушной среды и поверхностей, от мест постоянного пребывания людей.

Наиболее рационально использовать трехзональную планировку.

В I зоне располагаются камеры, боксы, необслуживаемые помещения, где размещается технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками радиоактивного загрязнения.

Ко II зоне относятся периодически обслуживаемые помещения, где может производиться ремонт оборудования и другие работы, связанные со вскрытием технологического оборудования, а также узлы загрузки и выгрузки радиоактивных материалов, помещения временного хранения радиоактивных отходов.

К III зоне относятся помещения, предназначенные для постоянного пребывания персонала: операторские, пульты управления и т. д.

Между II и III зонами оборудуется саншлюз, чтобы исключить возможность распространения радиоактивных загрязнений из II зоны в III. На выходе из III зоны должен иметься санпропускник принудительного типа.

Рис. 40. Механический (копирующий) манипулятор для работы с изотопами большой активности.

В помещениях, где ведутся работы I класса, полы должны быть покрыты пластикатом или метлахской плиткой и иметь уклон к трапам для стока воды; стены покрыты глазурованной плиткой или пластикатом; потолки окрашиваются масляной краской. Обслуживающий персонал обеспечивается спецбельем, хлопчатобумажным комбинезоном из

молескина или ткани типа лавсана, а также пластикатовыми 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. 40).

Во всех помещениях должна быть предусмотрена специальная вентиляция с фильтрами на выходе для очистки воздуха. В первой и второй зонах должно быть создано разрежение по отношению к третьей зоне, чтобы предотвратить просачивание воздуха из первой и второй зон, где вероятность загрязнения больше, чем в третьей.

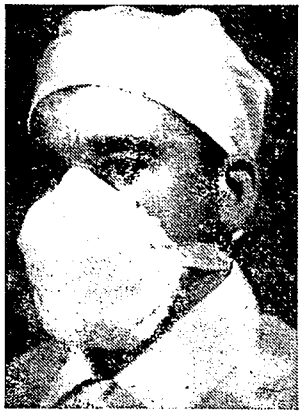

Рис. 41. Респираторы типа «Лепесток» (слева) и «Астра» (справа).

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. 41 показаны респираторы одноразового пользования типа «Лепесток» и многократного пользования типа «Астра». Фильтром служит ткань ФП для задержки радиоактивных аэрозолей [41].

Ремонтные работы и дезактивацию боксов и камер производят со стороны второй зоны. Когда эти работы могут сопровождаться высоким загрязнением воздушной среды, они выполняются в специальных пневмокостюмах, снабженных подачей воздуха (рис. 42).

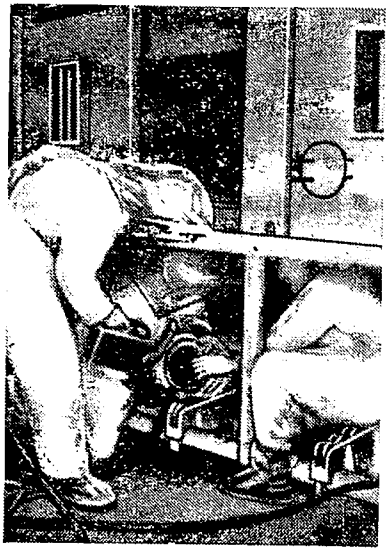

Рис. 42. Ремонт оборудования, загрязненного радиоактивными веществами. Работающие одеты в пневмокостюмы.

При переходах из помещений для работ более высокого класса в помещения для работ меньшего класса необходимо контролировать уровни радиоактивного загрязнения средств индивидуальной защиты и рук. При переходе из II в III зону в саншлюзе необходимо снимать дополнительные средства индивидуальной защиты (пластикатовые халаты, фартуки, дополнительную обувь). При этом дополнительные средства индивидуальной защиты (пленочные или резиновые) после каждого использования должны подвергаться, как правило, дезактивации в саншлюзе или другом специально отведенном месте.

Наряду с этим должен проводиться систематический контроль уровня загрязненности основной спецодежды. Согласно ОСП—72 не допускается дальнейшее использование спецодежды, если уровни загрязнения ее превышают значения, указанные в табл. 15.

Допустимые уровни загрязнения наружной поверхности перчаток, спецобуви и дополнительных средств индивидуальной защиты (пластикатовые нарукавники, халаты, комбинезоны и т. д.) такие же, как и допустимые уровни загрязнения поверхностей в рабочих помещениях, в которых используют эти средства.

Что касается личной одежды и обуви, то загрязнение ее радиоактивными веществами не допускается. В случае

загрязнения личной одежды или обуви она тотчас же должна быть направлена на дезактивацию, под контролем службы РБ, а в случае невозможности дезактивации она должна быть изъята и захоронена, как радиоактивные отходы.

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.

Водопроводные краны в рабочих помещениях I и II класса следует оборудовать ножной педалью. Сливные раковины конусообразной формы с закругленными 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 изготовляют на высоких ножках для удобства уборки под ней.

Нет необходимости перечислять другие требования, которые предъявляются к помещениям и оборудованию, предназначенным для работы с радиоактивными веществами. Они подробно изложены в ОСП—72 [28]. 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.

СБОР И УДАЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

По мере развития атомной промышленности и энергетики возрастает и количество радиоактивных веществ, которые не могут быть в настоящее время использованы человеком в своей практической деятельности, т. е. возрастает коли-

чество радиоактивных отходов, которые должны быть тем или иным путем переработаны и захоронены.

По своему агрегатному состоянию радиоактивные отходы могут быть жидкими, твердыми и газообразными, а в зависимости от масштабов производства или использования радиоактивных веществ их активность может варьировать в очень широких пределах: от нескольких милликюри до десятков и тысяч кюри.

Жидкие отходы считаются радиоактивными, если содержание в них радиоактивных веществ больше СДК, допустимые для воды. Твердые отходы считаются радиоактивными, если уровни загрязнения поверхностей больше 500 *α-частица/мин* или 5000 *β-частица/мин*, определяемых на площади 100 *см*^{2}; их удельная активность (*кюри/кг*) в 100 раз превышает СДК для воды, удельный γ-эквивалент превышает 10^{-7} *г-экв* Ra на 1 *кг*, а мощность γ-излучения вплотную к поверхности — более 0,3 *мбэр/ч* [28].

Ориентировочные подсчеты показывают, что к 1975 г. активность отходов атомной промышленности во всем мире достигнет 10^{10} *кюри*, а к 2000 г. примерно 10^{12} *кюри* [42, 43]. Для сравнения укажем, что активность Sr^{90}, накопившаяся в атмосфере в результате испытаний ядерного оружия, составляет около 10^7 *кюри*.

Поэтому в общей проблеме обеспечения радиационной безопасности серьезное значение приобретают вопросы, связанные с разработкой таких методов переработки и захоронения радиоактивных отходов, которые бы свели до минимума повышение радиоактивности объектов внешней среды, а следовательно, и воздействие радиации на человека. С учетом расширяющихся масштабов использования атомной энергии интенсифицируются работы по совершенствованию таких методов переработки и захоронения радиоактивных отходов, которые бы еще в большей мере уменьшили проникновение радиоактивных продуктов во внешнюю среду.

Чтобы исключить проникновение во внешнюю среду газообразных радиоактивных отходов, на ядерных реакторах, радиохимических производствах, в радиохимических лабораториях и т. д. на выбросе из вентиляционных систем создаются эффективные системы очистки воздуха от радиоактивных продуктов. В соответствии с ОСП—72 [28], эффективность фильтров, а также высота трубы дол-

жны быть такими, чтобы обеспечивать снижение загрязненности атмосферного воздуха до величин, не превышающих СДК для отдельных лиц из населения и пределов доз внешнего и внутреннего облучения этой категории населения до уровней, предусмотренных НРБ—69.

Одной из основных задач на пути удаления жидких и твердых радиоактивных отходов является уменьшение их объема, что облегчает их изоляцию от окружающей среды. С этой целью твердые радиоактивные отходы (оборудование и инструмент, загрязненный радиоактивными веществами, ветошь, спецодежда и т. д.) прессуются, что позволяет уменьшить их объем в 2—8 раз. В целях более надежной фиксации радиоактивных веществ все спрессованные отходы цементируются или битумируются, а затем направляются в специальные могильники. За рубежом практикуется захоронение таких блоков в море на глубину 500 *м*. Однако сейчас ставится вопрос об ограничении такого способа захоронения радиоактивных отходов [44].

В настоящее время практикуется сжигание горючих твердых радиоактивных отходов (ветошь, спецодежда и т. д.), что позволяет уменьшить их объем в 40—50 раз. Оставшаяся радиоактивная зола цементируется или битумируется в блоки.

Для экстрагирования радиоактивных изотопов и уменьшения объема жидких радиоактивных отходов используются методы выпаривания, химического осаждения, ионный обмен. Образующуюся высокоактивную пульпу хранят в специальных емкостях. Однако при таком способе хранения возникает ряд сложных проблем, связанных с отводом тепла, образующегося в процессе радиоактивного распада, контролем за испарениями и улавливанием газообразных продуктов. Поэтому в последние годы начинают использоваться методы остекления, битумирования или цементирования радиоактивной пульпы, что обеспечивает более надежную фиксацию радиоактивности и позволяет хранить такие блоки в более упрощенных могильниках [43, 44].

Только в нашей стране в промышленном масштабе начато осуществление захоронения высокоактивной пульпы под землю, что практически полностью исключает проникновение активности во внешнюю среду [44]. Это является наиболее эффективным универсальным методом захоронения радиоактивных отходов.

Если жидкие радиоактивные отходы имеют активность, не более чем в 10 раз превышающую СДК для воды открытых водоемов, и обеспечивается их 10-кратное разбавление нерадиоактивными сточными водами в коллекторе данного учреждения, то они могут сливаться в хозяйственно-бытовую канализацию. Если активность отходов выше указанной и их объем превышает 200 *л/сутки*, то необходимо сооружение спецканализации с очистными сооружениями, где производится указанная выше переработка отходов [28].

Категорически запрещается сброс жидких радиоактивных отходов в пруды и озера, предназначенные для разведения рыбы и водоплавающей птицы, а также в ручьи и другие водоемы, вода из которых может поступать в указанные пруды и озера.

Согласно ОСП—72, для захоронения радиоактивных отходов выделяются специальные участки, расположенные за пределами перспективного развития населенных пунктов, зон отдыха, профилактических учреждений и т. д. и не ближе 500 *м* от открытых водоемов. Вокруг пункта захоронения создается санитарно-защитная зона.

Следует отметить, что с момента создания атомной промышленности требования, предъявляемые к методам сбора и захоронения радиоактивных отходов, были более строгими, чем в других отраслях промышленности. В результате, несмотря на то что к настоящему времени накопилось огромное количество радиоактивных отходов, лучевые нагрузки на население, обусловленные отходами, настолько малы, что их трудно измерить. Это свидетельствует о том, что существующие методы переработки и захоронения радиоактивных отходов достаточно эффективны. Однако, учитывая перспективы использования атомной энергии, необходимо совершенствовать систему обращения с отходами, исключив практически проникновение радиоактивных веществ во внешнюю среду.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Петросьянц А. М.** От научного поиска к атомной промышленности. Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1972. Ядерная энергетика Советского Союза. — «Атомная энергия», 1971, т. 30, с. 243.
2. **Бурназян А. И. Городинский С. М., Ильин Л. А., Козлов В. М., Марей А. Н., Пархоменко Г. М., Туркин А. Д.** Основные итоги работ по созданию системы радиационной безопасности в СССР. — «Атомная энергия», 1971, т. 31, вып. 4, с. 403.
3. **Петросьянц А. М.** Изотопы в народном хозяйстве. — «Атомная энергия», 1969, т. 26, с. 2.
4. **Стефенсон Р.** Введение в ядерную технику. Пер. с англ. М., Гостехиздат, 1956.
5. **Намиас Н.** Ядерная энергия. Пер. с англ. М., Изд-во иностр. лит., 1955.
6. **Бибергаль А. В., Маргулис У. Я., Воробьев Е. И.** Защита от рентгеновских и гамма-лучей. М., Медгиз, 1960.
7. **Гусев Н. Г., Машкович В. П., Обвинцев Г. В.** Гамма-излучение радиоактивных изотопов и продуктов деления. М., Физматгиз, 1958.
8. **Защита** ядерных реакторов. Под ред. Роквелла. Пер. с англ. М., Изд-во иностр. лит., 1958.
9. **Гусев Н. Г.** Защита от гамма-излучения продуктов деления. (Справочник). М., Атомиздат, 1968.
10. **Гусев Н. Г., Кимель Л. Р., Машкович В. П., Пологих Б. Г., Суворов А. П.** Защита от ионизирующих излучений. Т. 1. М., Атомиздат, 1969.
11. **Козлов В. Ф., Трошкин Ю. С.** Справочник по радиационной безопасности. М., Атомиздат, 1967.
12. **Радиационная** защита. Рекомендации Международной комиссии по радиологической защите. Пер. с англ. Под ред. В. П. Шамова М., Атомиздат, 1967.
13. **Основные** нормы безопасности при защите от излучения. Серия изд. по безопасности № 9 Международного агентства по атомной энергии. Вена, 1968 г.
14. **Аглинцев К. К.** Дозиметрия ионизирующих излучений. М., Гостехиздат, 1957.
15. Радиационная медицина. Под ред. А. И. Бурназяна. Изд. 4-е. М., Атомиздат, 1968.
16. **Гродзенский Д. Э.** Радиобиология. Изд. 3-е. М., Атомиздат, 1966.

17. **Дэвидсон Г. О.** Биологические последствия общего гамма-облучения человека. Пер. с англ. Под ред. М. Ф. Поповой. М., Атомиздат, 1960.
18. **Doffin** G. W., **Marley** W. G. Risk evlouation of the public on the event of accidents at nuclear installations. Radiological protection Harwell, Didcot, Bereshire, 1969.
19. **Концепция** биологического риска воздействия ионизирующего излучения. М., Атомиздат, 1973. Авт.: Москалев Ю. И., Дибобес И. К., Журавлев В. Ф., Рядов В. Г., Моисеев А. А., Терман А. В.
20. **Моисеев А. А., Иванов В. И.** Краткий справочник по радиационной защите и дозиметрии. Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1974.
21. **Доклад** Научного комитета ООН по действию атомной радиации (1962 г.). Документы ООН, 1962. Доклад Научного комитета ООН по действию атомной радиации (1965 г.). Документы ООН, 1965.
22. **Заболеваемость** населения СССР злокачественными новообразованиями и смертность от них. М., «Медицина», 1970.
23. **Летавет А. А. и др.** Развитие взглядов на нормы радиационной безопасности. — «Атомная энергия», 1970, т. 28, вып. 3, с. 225.
24. **Санитарные** правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений № 333—60. М., Атомиздат, 1960.
25. **Нормы** радиационной безопасности (НРБ—69). Изд. 2-е. М., Атомиздат, 1972.
26. **Князев В. А., Моисеев А. А., Москалев Ю. И., Сивинцев Ю. В., Теверовский Е. Н., Терман А, В., Шамов В. П.** Нормы радиационной безопасности (НРБ—69). — «Атомная энергия», 1970, т. 28, вып. 6, с. 463.
27. **Осанов Д. П., Лихтарев И. А., Радзиевский Г. П.** Дозиметрия излучений инкорпорированных радиоактивных веществ. М., Атомиздат, 1970.
28. **Основные** санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений (ОСП—72). М., Атомиздат, 1973.
29. **Радиоактивные** вещества и кожа. Метаболизм и дезактивация. Под ред. Л. А. Ильина. М., Атомиздат, 1972.
30. **Распределение,** биологическое действие и ускорение выведения радиоактивных изотопов. М., Медгиз, 1961.
31. **Langham** W. Health Phys., 1959, v. 2, No. 2, p. 172.
32. **Brunskill.** The Relationship between Surface and Airborne Contamination. N. Y., 1966.
33. **Городинский С. М. Гольдштейн Д. С., Маргулис У. Я., Рохлин М. И., Рикунов В. А., Севостьянов Ю. А., Соболевский Н. А., Чередниченко В. А.** Экспериментальное определение коэффициента перехода радиоактивных веществ с загрязненных поверхностей в воздух рабочих помещений. — «Гигиена и санитария», 1972, № 5, с. 46.
34. **Дозиметрическая,** радиометрическая и электронно-физическая аппаратура и ее элементы. Каталог Всесоюзного объединения «Изотоп». М., Атомиздат, 1968.

35. **Дозиметрические**, радиометрические, электронно-физические приборы, счетчики и фотоэлектронные умножители, поставляемые Всесоюзным объединением «Изотоп» (Каталог). М., Атомиздат, 1967.
36. **Кеирим-Маркус И. Б., Корнеев В. Т., Маркелов В. В., Успенский Л. Н.** Измерение тканевых доз нейтронов за защитой реактора. — «Атомная энергия», 1963, т. 15, вып. 5, с. 386.
37. **Дозиметрические** и радиометрические методики. Под ред. Н. Г. Гусева и др. М., Атомиздат, 1966.
38. **Бочвар И. А., Васильева А. А., Кеирим-Маркус И. Б., Просина Т. И., Сырицкая З. М., Якубик В. В.** Дозиметры ионизирующих излучений, основанные на измерении термолюминесценции алюминофосфатных стекол. Дозиметр ИКС. — «Атомная энергия», 1963, т. 15, вып. 1, с. 48.
39. **Бочвар И. А., Кеирим-Маркус И. Б., Моисеев А. А., Просина Т. И., Якубик В. В.** Измерение фонового внешнего облучения населения городов СССР. — «Атомная энергия», 1965, т. 19, вып. 3, с. 311; 1967, т. 22, вып. 1, с. 59.
40. **Сивинцев Ю. В.** Радиационная безопасность на ядерных реакторах. М., Атомиздат, 1967.
41. **Городинский С. М.** Средства индивидуальной защиты для работ с радиоактивными веществами. Изд. 2-е, М., Атомиздат, 1973.
42. **Шведов В. П., Патин С. А.** Радиоактивность океанов и морей. М., Атомиздат, 1968.
43. **Эйзенбад М.** Радиоактивность внешней среды. Пер. с англ. Под ред. П. П. Лярского. М., Атомиздат, 1967.
44. **Седов В. М., Кондратьев А. Н.** Методы обращения с радиоактивными отходами. — «Атомная энергия», 1971, т. 30, вып. 3, с. 330.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Стр.

Предисловие к третьему изданию 3
Предисловие ко второму изданию 4

Введение 5

ГЛАВА 1. СВОЙСТВА ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ 9

Строение атома и радиоактивность 9
Закон радиоактивного распада 14
Единицы активности 16
Ядерные реакции и искусственная радиоактивность 17
Деление ядер 21
Ядерный реактор 24

ГЛАВА 2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ 28

Взаимодействие заряженных частиц с веществом 29
Взаимодействие нейтронов с веществом . . 35
Взаимодействие γ-излучения с веществом . . 39

ГЛАВА 3. ДОЗА ИЗЛУЧЕНИЯ И БИОЛОГИЧЕСКИЙ ЭФФЕКТ 49

Биологическое действие ионизирующих излучений и относительная биологическая эффективность 50
Поглощенная доза 56
Экспозиционная доза 58
Эквивалентная доза 61
Связь между дозой, создаваемой γ-излучением радиоактивных препаратов, и их активностью 62
Некоторые данные о биологических последствиях облучения 64

ГЛАВА 4. ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ РАДИАЦИИ 71

Пути воздействия ионизирующих излучений на организм человека 71
Принципы подхода к нормированию уровней облучения 73
Нормы радиационной безопасности 75

Предельно допустимые дозы 79
Пути поступления радиоактивных веществ внутрь организма 88
Предельно допустимые дозы внутреннего облучения 92
Предельно допустимые поступления радиоактивных веществ 96
Допустимые уровни загрязнения радиоактивными веществами рабочих поверхностей и тела . . 102

ГЛАВА 5. НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ ДОЗИМЕТРИИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ 106

Методы регистрации излучений 106
Дозиметрические приборы и дозиметрический контроль 117
Методы индивидуального дозиметрического контроля 131
Контроль внутреннего облучения 134

ГЛАВА 6. ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ И ЗАЩИТА ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ . . . 136

Защита от внешних потоков излучения . . 137
Организация работы с радиоактивными веществами в открытом виде 144
Сбор и удаление радиоактивных отходов . . . 151
Список литературы 155

Ушер Яковлевич Маргулис

РАДИАЦИЯ И ЗАЩИТА

Издание 3-е

Редактор *В. А. Подошвина*
Художественный редактор *А. Т. Кирьянов*
Художник *В. Г. Прохоров*
Технический редактор *С. А. Долгополова*
Корректор *О. М. Герасимова*

Сдано в набор 11/X 1973 г. Подписано к печати 14/III 1974 г. Т-03091. Формат 84×108/32 Бумага типографская № 2. Усл. печ. л. 8,4. Уч.-изд. л. 8,59. Тираж 66100 экз. Зак. изд. 71238. Зак. тип. 780. Цена 26 коп.

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

Ярославский полиграфкомбинат «Союзполиграфпрома» при Государственном комитете Совета Министров СССР по делам издательств, полиграфии и книжной торговли. Ярославль, ул. Свободы, 97.

Xp-2
ΦK-5

26 коп.

53145