

В. А. Саечников В. М. Зеленкевич

34
с 146



Основы радиационной безопасности



З 4
С 146

В. А. Сачников В. М. Зеленкевич

Основы радиационной безопасности

Допущено Министерством образования Республики Беларусь
в качестве учебного пособия для студентов специальностей
"Радиофизика", "Физическая электроника" высших учебных заведений



1678815

Минск
БГУ
2002

Фундаментальная библиотека

БГУ



00565726

УДК 613.169.16(075.8)
ББК 51.26я73
С12

Рецензенты:

доктор технических наук, профессор *Л. В. Мисун*;
кандидат технических наук *В. В. Ковалевич*;
кандидат технических наук *В. Т. Ветрова*;
кандидат технических наук *И. А. Сатиков*;
кандидат технических наук *Н. Н. Тушин*

Саечников В. А.
C12 Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие /
 В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. – Минск: БГУ, 2002. – 183 с.: ил.
 ISBN 985-445-550-5.

В учебном пособии в доступной форме изложены основные сведения в области радиационной безопасности и радиоэкологии. Подробно рассмотрены физические аспекты воздействия радиации на окружающую среду. Описаны пути накопления радионуклидов в продуктах животного и растительного происхождения. Приведены физические и токсикологические характеристики наиболее значимых радионуклидов. Даны некоторые рекомендации населению, проживающему на загрязненных территориях.

Для студентов и преподавателей высших учебных заведений.

УДК 613.169.16(075.8)
ББК 51.26я73

© Саечников В. А.,
Зеленкевич В. М., 2002
© БГУ, 2002

ISBN 985-445-550-5

ВВЕДЕНИЕ

Окружающая среда характеризуется множеством факторов, воздействующих на экологические системы. Среди них в первую очередь следует выделить такие экологические факторы, как поля и излучения, в том числе и *ионизирующие излучения* [3, 5]. Развитие всего живого на Земле очень тесно связано с различными источниками излучений, например, солнечная радиация во многом определяет современное лицо нашей планеты. Космическое излучение и излучение природных радионуклидов являются основными компонентами фонового излучения, к которому живые организмы адаптировались в процессе долгой эволюции. Каждый житель Земли на протяжении всей своей жизни ежегодно получает дозу около 250 м δ эр.. В Республике Беларусь экспозиционная доза от естественных гамма-источников составляет в среднем 10–15 микрорентген в час. Однако в настоящее время в окружающую среду все в больших количествах поступают радионуклиды, связанные с техногенной деятельностью человека (атомные электростанции, испытание ядерного оружия, различные аварии) [20, 23, 40]. Последствия аварии на Чернобыльской АЭС еще многие десятилетия будут влиять на судьбы людей и окружающую среду.

С момента создания атомной промышленности начала формироваться новая научно-практическая дисциплина – *радиационная безопасность*, целью которой является исключение несчастных случаев, сохранение здоровья и жизни людей. Следует отметить, что отдельные ее аспекты стали разрабатываться уже вскоре после открытия рентгеновского излучения и явления радиоактивности [2, 42]. Методологической основой радиационной безопасности является разработка критерии оценки различного вида ионизирующих излучений. Решение этой задачи требует комплексного анализа данных о действии ионизирующих излучений на экологические системы и построения системы величин, отражающих эффект воздействия этих излучений на живые организмы [32, 43]. Конечной целью является создание норм радиационной безопасности (НРБ). Важная роль в этом принадлежит *радиационной экологии*, которая занимается проблемами миграции и накопления радионуклидов в биосфере, проблемами воздействия ионизирующих излучений на экологические системы, в том числе на живые организмы [2, 9].

Ионизирующие излучения невидимы и не могут быть обнаружены нашими органами чувств. Такого рода "датчики" не предусмотрены природой в ходе развития человека. Поэтому важной задачей радиационной безопасности является разработка методов оценки и прогнозирования радиационной обстановки, базирующихся на современных системах радиационного контроля. Это также очень важно для своевременного принятия решений по защите человека и окружающей среды от воздействия ионизирующих излучений.

Чернобыльская катастрофа показала, что причиной аварии на современном производстве может быть не только несовершенство техники (выход из строя отдельных узлов, отказ системы сигнализации и блокировки и т. д.), но и сам человек (ошибка в действиях персонала и т. п.). Поэтому задача повышения уровня радиационной безопасности в настоящее время решается не только путем создания надежных технологических систем и механизмов, совершенствования систем контроля, но и с помощью обеспечения высокой квалификации персонала. Кроме того, сложившаяся после аварии радиоэкологическая обстановка на территории Республики Беларусь требует от каждого жителя республики грамотного отношения к радиации. С этой целью с 1990 года в вузах республики введен новый курс "*Основы радиационной безопасности*". Его преподавание осложнено отсутствием учебников и учебных пособий, в полной мере соответствующих программе курса, так как большинство издаваемой литературы имеет научно-популярный характер.

Данное учебное пособие соответствует содержанию лекционного курса "Основы радиационной безопасности", читаемого в Белорусском государственном университете для студентов радиофизического факультета. Учитывая некоторую фундаментальность курса общей физики в образовательном процессе студентов данного факультета, была сделана попытка более подробного изложения радиобиологических эффектов ионизирующей радиации, а также обобщения литературных данных о воздействии малых доз радиации, имеющих практическое значение для жителей республики.

В первой главе изложены основные понятия, связанные со спецификой взаимодействия ионизирующих излучений с веществом, рассмотрены эффекты, возникающие в веществе в результате этого взаимодействия. Приведены физические характеристики основных типов ионизирующих излучений и их источников.

Вторая глава посвящена рассмотрению основных дозиметрических величин и методам расчета индивидуальных доз внешнего и внутреннего облучения от гамма и бета-источников различной геометрии. Особое внимание уделено гигиеническому нормированию ионизирующих излучений согласно нормам радиационной безопасности и рекомендациям Международной комиссии по радиационной защите. Рассмотрены принципы ограничения природного, медицинского и аварийного облучения населения. Подробно изложены инженерные методы проектирования защиты от внешних ионизирующих излучений, особенности применения которых проиллюстрированы большим количеством практических примеров.

В третьей главе анализируются биологические эффекты влияния радиации на организм человека, связанные со спецификой взаимодействия ионизирующих излучений с биологической тканью. Подробно рассмотрена реакция живого организма на излучение, связанная с различной радиочувствительностью органов и тканей и с условиями облучения.

В четвертой главе представлены основные пути проникновения радионуклидов в организм человека при радиоактивном загрязнении окружающей среды. Особое внимание уделено миграции радионуклидов по пищевой цепочке и их накоплению на отдельных этапах этой цепочки и в различных внутренних органах человека. Рассмотрены особенности поражающего действия важнейших радионуклидов (йод, цезий, стронций, радон, плутоний и т. п.) и способы снижения внутреннего облучения этими радионуклидами. Например, для снижения внутреннего облучения следует насыщать организм стабильными изотопами, являющимися химическими аналогами радионуклидов (йодная профилактика, препараты кальция и т. п.).

Учебное пособие снабжено большим количеством справочного материала, вынесенного в приложение, что позволяет эффективно использовать его при проведении практических и лабораторных занятий по данному курсу.

В связи с небольшим объемом лекционного курса пособие не претендует на полное освещение всего перечня вопросов радиационной безопасности. Замечания и пожелания по улучшению данного издания будут приняты авторами с благодарностью.

Глава 1. ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА

После аварии на Чернобыльской атомной электростанции в Беларуси сложилась неблагоприятная экологическая обстановка, вызванная загрязнением больших территорий различными радионуклидами [20, 40, 47–48]. В этой связи такие научные направления, как радиационная гигиена, радиационная безопасность, заняли важное место в нашей жизни.

Следует отметить, что существенную часть радиационной безопасности составляют физические основы противорадиационной защиты, так как главный объект ее исследований – закономерности и особенности воздействия на окружающую среду физического явления – *радиоактивности* [6, 17, 41, 53, 60, 71]:

- самопроизвольного превращения нестабильных атомных ядер в другие, которое сопровождается испусканием элементарных частиц или ядер, в результате чего образуется новый атом, который по своим свойствам отличается от исходного.

В настоящем разделе мы рассмотрим наиболее важные физические аспекты радиационной безопасности, используемые при решении практических задач защиты от внешних ионизирующих излучений. Чтобы уметь грамотно решать такого рода задачи, необходимо знать следующее:

- физические характеристики основных типов ионизирующих излучений и их источники;
- общие закономерности взаимодействия различных типов ионизирующих излучений с веществом;
- эффекты, возникающие в веществе в результате этих взаимодействий.

1.1. ИСТОЧНИКИ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

Человек в процессе всей своей жизни подвергается облучению как от *естественных* (природных) (рис. 1.1), так и от *искусственных* (техногенных) источников ионизирующих излучений [2, 5, 32, 36, 42, 57, 63]. Сумма ионизирующих излучений, исходящих из естественных и искусственных источников, называется *фоновым облучением*. Естественный радиационный фон складывается из космического излучения и излучения радиоактивных элементов, встречающихся в при-

роде (в горных породах, почве, строительных материалах, в продуктах питания, в организме человека). Наибольшую дозу человек получает от естественных источников, к которым растительные и живые организмы уже адаптированы. Искусственный радиационный фон порождается деятельностью человека. Например, атомная энергетика вносит незначительный вклад в суммарную дозу. Гораздо большие дозы человек получает от рентгеновских лучей при медицинских процедурах. Сжигание угля, использование воздушного транспорта, постоянное пребывание в плохо проветриваемых помещениях могут привести к увеличению уровня облучения организма [57, 63].

Следует также различать *внешнее* и *внутреннее облучение* от естественных источников. Внешнее облучение происходит за счет воздействия внешних (по отношению к живому организму) источников, таких как:

- космическое излучение;
- естественные радионуклиды в горных породах, атмосфере и др.

Внутреннее облучение создают естественные радионуклиды, находящиеся в организме (калий-40, радионуклиды семейств урана и тория и т. п., поступающие в организм с водой, пищей, воздухом и т. д.). Внутреннее облучение создается примерно 40 % естественного фона, около 60 % приходится на внешнее облучение [2, 9, 32, 43, 36].

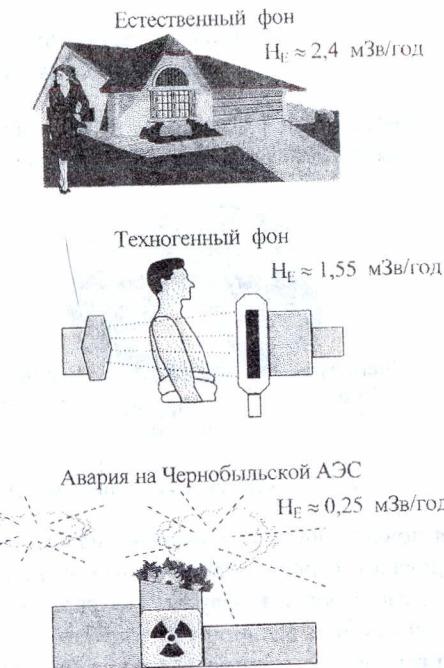


Рис. 1.1. Сравнение эффективных эквивалентных доз

1.1.1. Естественные источники ионизирующих излучений

Естественный радиационный фон обусловлен ионизирующими излучениями, действующими на человека на поверхности Земли от естественных источников (рис. 1.2) [2, 9, 23].

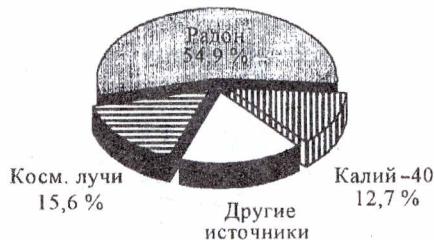


Рис. 1.2. Естественные источники радиации

нания новых дочерних продуктов на каждом этапе развития Земли формировался строго определенный радиационный фон, обеспечивший развитие флоры и фауны. На радиационном фоне, обусловленном чрезвычайным распространением калия, возникли и развивались мlekопитающие и человек. Ученые отводят значительную роль повышенному естественному радиационному фону в происхождении человека. Об этом говорят и факты:

- в Южной и Восточной Африке находят остатки ископаемых австралопитековых – предков человека. Здесь же самые мощные в мире залежи урановых руд, обилие радиоактивных магм.

Как уже отмечалось, естественный радиационный фон складывается из космического излучения и излучения радиоактивных элементов, встречающихся в природе (в горных породах, почве, строительных материалах, продуктах питания, организме человека и т. п.) [45, 54, 57, 62, 63, 66, 69].

Космическое излучение. Космическое излучение подразделяют на первичное и вторичное излучения. Первичное излучение состоит из:

- **галактического излучения**, образующегося при вспышках сверхновых звезд нашей Галактики. Его энергия весьма высока (до 10^{15} МэВ). Современный фазотрон может ускорить частицы до 10^5 МэВ;
- **солнечного излучения**, обусловленного вспышками на Солнце. Его энергия существенно ниже (не выше 10^4 МэВ).

Наблюдавшие галактическую радиацию космонавты описывали ее в виде светящихся облаков, звезд, мельчайших полосок и т. п. Видеть ее можно было даже в полной темноте с закрытыми глазами, вследствие большой проникающей способности этих частиц. Состав галактического излучения (так называемого первичного излучения), падающего на Землю, примерно следующий: 92 % – протоны; 7 – а-частицы и 1 % – ядра элементов, более тяжелых, чем ${}^4\text{He}_2$.

Первичные частицы космических лучей, как правило, не достигают поверхности Земли. Наша планета имеет свои собственные механизмы защиты от галактических высокозенергетических частиц. Большая часть из них отклоняется под влиянием геомагнитного поля (на расстоянии от одного до восьми земных радиусов) и образует радиационные слои (пояса Ван-Аллена, см. рис. 1.3), а остальные, врываясь в атмосферу, отдают свою энергию ядрам воздуха. Выходу заряженных частиц из радиационных поясов Земли мешает особая конфигурация линий магнитной напряженности, создающих магнитную ловушку. Движение потока заряженных частиц можно представить как колебательное движение по спиральной траектории вдоль силовых линий магнитного поля из Северного полушария в Южное и обратно. Радиационные пояса представляют серьезную опасность для экипажей космических кораблей при длительных полетах в околосолнечном пространстве.

Определенный вклад в общий поток космических лучей вносит Солнце. При резком увеличении солнечной активности возможно возрастание интенсивности космического излучения на 4–100 %. Поверхность Солнца нагрета до температуры 5700 °C, но изредка некоторые зоны его поверхности достигают температуры в миллион градусов (солнечная активность). Во время вспышек Солнце испускает огромное количество энергии в виде **электромагнитного поля** (через 8–15 мин достигающего

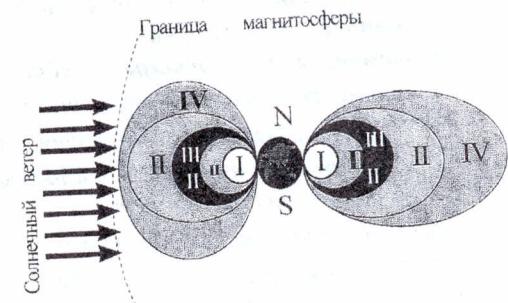


Рис. 1.3. Структура радиационных поясов Земли:
I – внутренний пояс, II – пояс протонов малых энергий,
III – внешний пояс, IV – зона квазизахвата

Земли) и **корпускулярного излучения** (через сутки достигающего Земли).

Таким образом, оценивая влияние космических излучений на радиационную обстановку на поверхности нашей планеты, следует иметь в виду два эффекта:

- с одной стороны, космические лучи представляют собой компонент естественного радиоактивного фона;
- с другой стороны, они являются причиной постоянного образования радиоактивных изотопов из газов атмосферы, дополнительного расщепления тяжелых ядер в поверхностных слоях Земли.

Земная радиация. Вторым источником создания естественного радиационного фона являются радионуклиды земного происхождения. Многие радиоактивные элементы считаются ровесниками нашей Вселенной, свидетелями возникновения Солнечной системы, формирования Земли. На протяжении миллиардов лет существования планеты шел постоянный процесс радиоактивного распада нестабильных ядер атомов. Поэтому определенную радиоактивность всегда имеют и воздух, которым мы дышим, и вода, которую мы пьем, и почва, по которой мы ходим, и жилища, в которых мы живем. Все радиоактивные элементы Земли в зависимости от их происхождения можно разделить на три группы:

- **элементы, образующие радиоактивные семейства** (^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th , ...). Наряду с родоначальниками этих семейств, в них входят радиоактивные продукты их распада – радий, радон, полоний и т. п. (рис. 1.4);
- **элементы, не входящие в радиоактивные семейства, отличающиеся большими периодами полураспада** (^{40}K , ^{87}Rb и др.). Это ровесники нашей планеты;
- **элементы, образующиеся в атмосфере Земли под воздействием потока космических лучей.**

Основной вклад в дозу внешнего γ -облучения вносят ^{40}K ($T_{1/2} = 1,3 \cdot 10^9$ лет) и радионуклиды семейства ^{238}U ($T_{1/2} = 4,47 \cdot 10^9$ лет) и $^{232}\text{Th}_{90}$ ($T_{1/2} = 1,41 \cdot 10^{10}$ лет), находящиеся в верхнем 30-сантиметровом слое почвы (рис. 1.4 и 1.5). Количество радионуклидов в любом природном веществе невелико (приложение, табл. 1.3), но с учетом огромной земной массы общее содержание, например, радия составляет около 100 млн т.

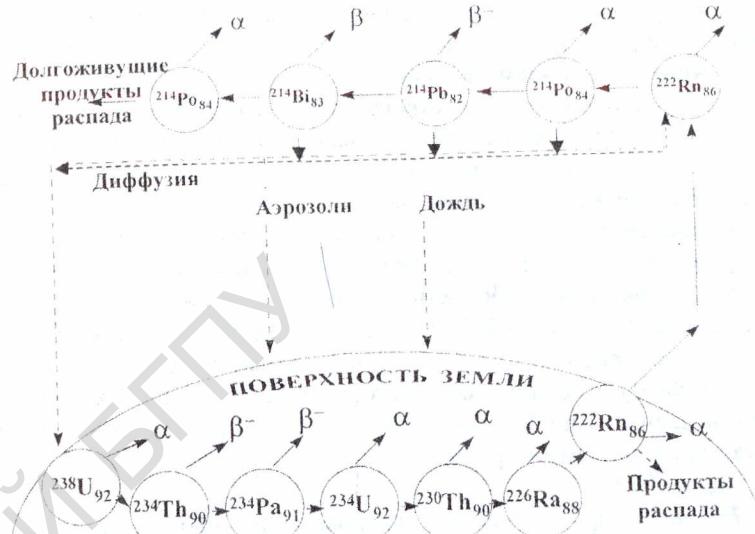


Рис. 1.4. Радиоактивный ряд $^{238}\text{U}_{92}$ и образование радона

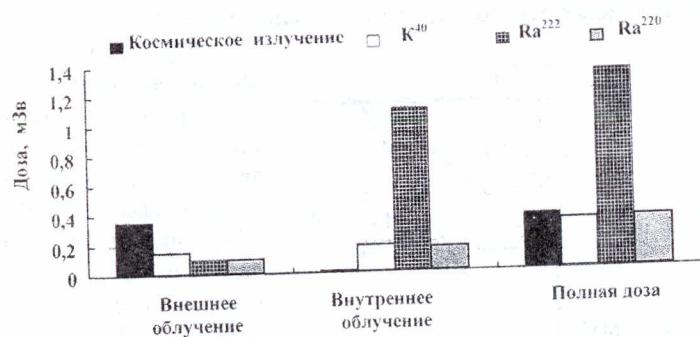


Рис. 1.5. Средняя годовая эффективная эквивалентная доза естественного фона (мЗв)

Как правило, природные радионуклиды сконцентрированы в гранитных породах гор. Радиоактивность известняковых и песчаных пород ниже. Содержание радиоактивных веществ в почве влияет на уровень радиоактивности строительных материалов. В результате технологических процессов изготовления, например, бетона, цемента, кирпича и т. п. концентрация радионуклидов в них становится значительно выше, чем в исходном сырье.

Наиболее широко распространены в земной коре *уран* и *торий*. Торий наряду с ураном представляет собой перспективный материал для атомной промышленности в качестве источника получения делящегося изотопа урана-233. Кроме того, торий менее токсичен, чем плутоний. Природный уран рассеян в горных породах, относительно редко образует крупные месторождения, но общее его количество на Земле значительно больше, например, чем серебра и ртути. Он представляет собой смесь трех изотопов: $^{238}\text{U}_{92}$ (99,28 %), $^{235}\text{U}_{92}$ (0,71 %) и $^{234}\text{U}_{92}$ (0,006 %).

Радий ($^{226}\text{Ra}_{88}$) – важнейший радиоактивный продукт распада $^{238}\text{U}_{92}$ (рис. 1.4). Его широко применяют в медицине в качестве источника γ -лучей для лучевой терапии больных. В течение суток один грамм радия, излучая α -частицы с энергией 4,777 МэВ, выделяет 1 мм³ газа **радона** ($^{222}\text{Rn}_{86}$, см. рис. 1.6). Период полураспада радона – 3,8 сут. Радон – α -излучатель с энергией частиц 55 МэВ. Согласно оценке Научного комитета по действию атомной радиации (НКДАР) ООН

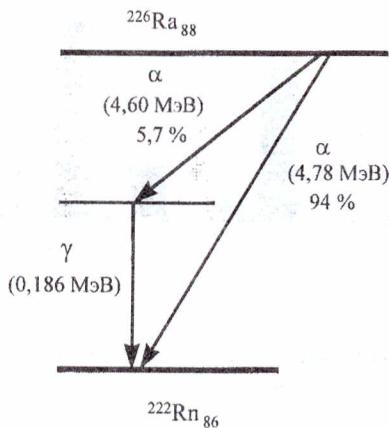


Рис. 1.6. Схема распада $^{226}\text{Ra}_{88}$

[32, 57], радон вместе со своими дочерними продуктами радиоактивного распада ответствен примерно за 3/4 годовой индивидуальной эффективной дозы облучения, получаемой населением от всех естественных источников радиации (рис. 1.2).

В природе существует 12 радионуклидов, относящихся к элементам середины периодической системы: K 40 , Rb 87 , In 115 , La 138 , Ce 142 ,

Nd 144 и т. д. Большинство из них принадлежат к редкоземельным элементам. Благодаря большим периодам полураспада (10^{10} , 10^{21} лет) они, подобно родоначальникам радиоактивных семейств, сохранились до наших дней. Из перечисленных выше радионуклидов только K 40 играет существенную роль в формировании естественного радиационного фона, поэтому представляется целесообразным привести его радиационные характеристики.

Калий весьма распространен в литосфере и биосфере, является типичным биологическим элементом. Природный калий содержит три нуклида, два из которых, ^{39}K (93,08 %) и ^{41}K (6,91 %), стабильны, а ^{40}K (0,01 %) радиоактивен. Период полураспада ^{40}K ($T_{1/2} = 1,3 \cdot 10^9$ лет) сравним со временем жизни Солнечной системы ($4,6 \cdot 10^9$ лет), поэтому данный изотоп до сих пор имеется в природной смеси изотопов калия. При распаде ^{40}K испускает β -частицу и превращается в стабильный изотоп $^{40}\text{Ca}_{20}$ (рис. 1.7). Из высших растений наиболее богаты калием свекла, картофель, подсолнечник. В мышцах человека обнаружено около 800 г калия. Содержание изотопа ^{40}K в природном калии составляет 0,012 %. Удельная β -активность природного калия около 30 частиц / с. г.

Следует отметить также небольшую группу **космогенных радионуклидов**, образующихся при взаимодействии космического излучения с ядрами атомов, входящих в состав атмосферы. Из 20 космогенных радионуклидов заметный вклад в дозу радиоактивного облучения вносят лишь $^3\text{H}_1$ ($T_{1/2} = 12,32$ года) и $^{14}\text{C}_6$ ($T_{1/2} = 5568$ лет), хотя вообще космогенные радионуклиды играют незначительную роль в формировании естественного радиационного фона. Природный углерод представляет собой смесь двух стабильных радионуклидов – ^{12}C (98,9 %) и ^{13}C (1,1 %). Радионуклид ^{14}C образуется в верхних слоях атмосферы под воздействием нейтронов космического излучения:

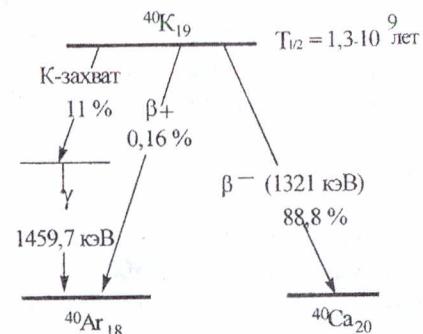
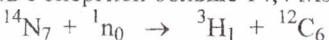


Рис. 1.7. Схема распада ^{40}K



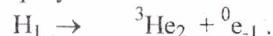
В процессе β -распада ^{14}C превращается в стабильный нуклид $^{14}\text{N}_7$. Тритий $^3\text{H}_1$ образуется, подобно ^{14}C , в верхних слоях атмосферы под воздействием нейтронов с энергией больше 14,4 МэВ:



или



Примерно 99 % $^3\text{H}_1$, содержащегося в природе, входят в состав молекул воды. Общее содержание трития в биосфере планеты не превышает $1,25 \cdot 10^{12}$ МБк. Тритий – чистый β -излучатель. В процессе распада ($T_{1/2} = 12,32$ года) образуется стабильный нуклид $^3\text{He}_2$:



1.1.2. Техногенные источники

ионизирующих излучений

Рассмотренные выше уровни фонового облучения человека связаны с распределением естественных источников радиации. Но в процессе разработки той или иной технологии человек может локально изменить распределение естественных источников радиации, в результате это приведет к повышенному облучению. В большинстве случаев эти дозы невелики, но иногда облучение за счет техногенных источников оказывается во много раз интенсивнее, чем за счет естественных (см. приложение, табл. 1.4). На рис. 1.8 приведен примерный процентный состав средних годовых эффективных доз облучения, получаемых человеком от различных источников за год.

Эти результаты показывают, что основной вклад в дозу, которую получает человек от техногенных источников радиации, вносят медицинские процедуры и методы лечения, связанные с применением ионизирующих излучений.

Облучение в медицинских целях имеет три разновидности:



Рис. 1.8. Источники ионизирующих излучений

- использование радиации для диагностики заболеваний – **рентгеновская диагностика**;
- введение некоторым больным радиоактивных изотопов для исследования процессов, протекающих в организме, или для обнаружения опухолей – **радиоизотопная медицина**;
- использование радиации для лечения злокачественных опухолей – **лучевая терапия**.

Медицинское облучение составляет немногим более половины общей дозы облучения. В качестве средневзвешенного значения эффективной эквивалентной дозы, обусловленной рентгенодиагностическими процедурами, во всем мире принято 0,4 мЗв (40 мбэр). В бывшем СССР годовая эквивалентная доза облучения организма человека от рентгенодиагностических процедур составляла 1,5 мЗв. Недавно появился целый ряд технических усовершенствований, которые позволяют снизить дозы, получаемые при рентгенологическом обследовании, например, компьютерная томография дает возможность уменьшить дозы облучения кожи в 5 раз, яичников в 25 раз, семенников в 50 раз по сравнению с обычными методами. За открытие и создание рентгеновского компьютерного томографа в 1979 году присвоена Нобелевская премия английскому инженеру Г. Н. Хаунсуфилду и американскому ученому А. М. Кормаку. С 1940-х годов в области ядерной медицины получили распространение **радиофармацевтические препараты**. Многие из них применяются при диагностике заболеваний: иод-131 – при диагностике щитовидной железы; технеций-99^m – мозга; золото-198 – печени; стронций-85 – костной системы; ртуть-197 – селезенки; ртуть-203 – почек.

Глобальные выпадения радиоактивных веществ. При испытании атомного оружия огромное количество радиоактивных веществ попадает в окружающую среду. С 1945 по 1980 год в атмосфере было произведено 450 атомных и термоядерных взрывов, общая мощность которых составила 545 мегатонн. Серии особо мощных испытаний приходятся на 1954–1958 и 1961–1962 годы (см. рис. 1.9). Производство и испытания ядерного оружия привели к выбросу в атмосферу Земли огромных количеств радиоактивных веществ, в результате чего в биосферу поступило: ^3H – $2,4 \cdot 10^{20}$ Бк (6500 мКи); ^{14}C – $2,2 \cdot 10^{17}$ Бк (6 мКи); ^{90}Sr – $6 \cdot 10^{17}$ Бк (16 мКи); ^{137}Cs – $9,1 \cdot 10^{17}$ Бк (25 мКи); ^{239}Pu – $6,5 \cdot 10^{15}$ Бк (0,2 мКи) и т. д.

Радиоактивное заражение местности выпадающими осколочными продуктами ядерного распада – также один из обязательных компонентов поражающего действия ядерного оружия, который имеет место при испытаниях атомных, водородных, нейтронных бомб, при авариях на атомных электростанциях (АЭС), атомных судах и т. п. Физическая реакция распада ядер урана (плутония) при этом одна и та же, поэтому спектр осколочных продуктов деления также одинаков. Лишь соотношение отдельных изотопов может несколько колебаться в зависимости от конструктивных особенностей испытания (взрыва). В результате реакции деления ядер урана образуется более 200 радионуклидов (приложение, табл. 1.5). После атмосферного взрыва около 50 % образовавшихся активных продуктов выпадают в районе испытаний (в радиусе около 100 км) на земную или водную поверхность. Остальная часть уходит в тропосферу или стратосферу и обуславливает глобальное радиоактивное загрязнение окружающей среды в течение многих лет. Облучение людей продуктами ядерных взрывов происходит извне и с поступающими в организм радиоактивными веществами, от осколочных продуктов деления ядер урана (плутония), имеющих период полураспада свыше нескольких часов. В настоящее время *реальную опасность представляют долгоживущие и хорошо растворимые в жидкостях организма стронций* (^{89}Sr , ^{90}Sr , $T_{1/2} = 28$ лет), *цезий* (^{137}Cs , $T_{1/2} = 30,1$ года). Основные поставщики этих радионуклидов – хлеб, молоко. С водой поступает примерно 5 % этих радионуклидов, а с вдыхаемым воздухом – 1 %.

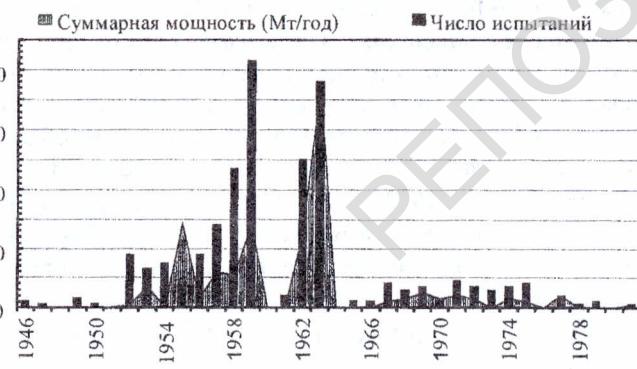


Рис. 1.9. Испытания ядерного оружия в атмосфере

Атомная энергетика. Источником облучения, вокруг которого ведутся споры, являются атомные электростанции – новый современный тип предприятий по производству электроэнергии [3, 5, 23, 57, 63], в основе которого лежат цепные реакции деления тяжелых ядер. В конце 1989 года в 26 странах эксплуатировалось 416 энергетических реакторов общей мощностью 274 ГВт (около 15 % вырабатываемой электроэнергии в мире приходится на АЭС). Воды Мирового океана бороздят около 400 кораблей с атомными энергостанциями. В настоящее время на территории бывшего СССР находится 41 АЭС, предкрашено строительство или проектирование 60 АЭС. Наряду с этим в Японии планируется к 2020 году увеличить выработку электроэнергии на АЭС в два раза.

АЭС является лишь частью так называемого *ядерного топливного цикла* (добыча урановой руды; производство тепловыделяющих элементов; захоронение радиоактивных отходов и т. д.). Облучение населения, проживающего в районах урановых рудников, связано с поступлением в окружающую среду газообразных, жидких и твердых отходов, которые содержат в основном уран и продукты его распада. Из рудников вместе с вентиляционным воздухом в атмосферу выбрасывается ^{222}Rn . Основным источником радиоактивного загрязнения являются отходы, образующиеся в результате переработки и обогащения руды. При 0,2 %-м содержании урана в руде на каждые 200 т получаемого урана (годовая потребность АЭС мощностью 1 ГВт) образуется $2 \cdot 10^5$ т отходов. При производстве тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов) вероятность загрязнения среды также не исключена. Так как стружки и опилки урана, а также некоторые урановые сплавы являются пирофорами – самовоспламеняющимися веществами, при возгорании они могут вызывать аварийную ситуацию.

Техногенное облучение. За последние десятилетия в биосферный цикл в возрастающих количествах поступают радионуклиды, которые являются результатом техногенной деятельности человека (строительство, сельское хозяйство, энергетика, транспорт и т. п. [15, 23, 9, 6, 63, 66]). Современная теплоэлектростанция (ТЭС), работающая на угле, потребляет 3 млн т угля для производства 1 ГВт электроэнергии в год и выбрасывает 0,1 млн т золы в воздух. Если выбрасываемая зола равномерно оседает вокруг ТЭС на территории радиусом 15–20 км, то годовая индивидуальная эквивалентная доза облучения в этом районе составит:

- 14,5 мкЗв – на красный костный мозг (Po^{210}); 420 мкЗв – легкие (Th^{232}); 5 мкЗв – на все тело (K^{40}).

Для сравнения: Индивидуальная доза облучения персонала АЭС в подавляющем большинстве случаев не превышает 25 мЗв в год.

В настоящее время радионуклиды широко используются для повышения эффективности многих производственных процессов [15, 66, 69]. Например, в промышленности источники ионизирующего излучения применяются для автоматизации контроля, проверки качества материалов и изделий и т. п.

Измерение и контроль толщины (рис. 1.10), основанные на сравнении интенсивности прошедшего и эталонного излучений, используются в сталелитейной, бумажной, текстильной промышленности, при производстве стекла. Для измерения малых толщин (доли миллиметра) применяют источники β -излучения (чаще всего ^{90}Sr , ^{85}Kr), а с помощью γ -источников (^{137}Cs , ^{60}Co) можно измерять толщину до 10 и более сантиметров. Рассеянное β -излучение используют при определении толщины покрытий, наносимых на различные изделия, например покрытий из золота и серебра (до 10 мкм). Измерение уровня жидкости в сосудах обычно проводится с помощью γ -излучения ^{60}Co , ^{137}Cs . Важное достоинство – возможность бесконтактного контроля агрессивных сред. Контроль качества металла, сварных работ и т. п. – задача **дефектоскопии**, использующей различные виды излучений. В промышленном строительстве дефектоскопия применяется для контроля за качеством железобетонных изделий. Большое распространение получили радиоизотопные анализаторы дыма, которыми

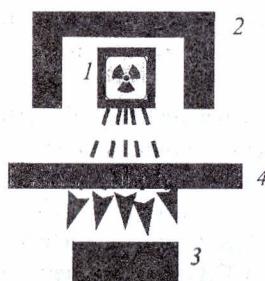


Рис. 1.10. Измерение и контроль толщины

оборудуются системы противопожарной сигнализации. Применение ионизирующих излучений для селекции растений связано со способностью радиации вызывать мутационные изменения на генном уровне, некоторые из мутаций закрепляются человеком, в результате чего создаются новые сорта растений. Облучение малыми дозами используют для обеззараживания продуктов при их длительном хранении [62, 69].

1.2. ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЕЩЕСТВОМ

Среда, окружающая организмы, характеризуется разнообразием экологических факторов. Одним из важнейших экологических факторов является **ионизирующее излучение** (ИИ), получившее свое название благодаря способности вызывать ионизацию атомов и молекул [6, 32, 63]. Первоначально термин "излучение" относился только к излучению электромагнитных волн, в первую очередь световых. Но постепенно он стал применяться и к более широкому классу явлений, связанных с переносом энергии независимо от вида тех частиц, которые эту энергию переносят. Энергия, необходимая для образования одной пары ионов в данном веществе, называется **потенциалом ионизации**. Следует заметить, что в системе единиц СИ единицей измерения энергии является **джоуль** (Дж) [60, 53, 71]. В области ядерной физики удобной оказалась единица энергии, соответствующая потенциалу энергии, которую приобретает электрон, проходя разность потенциалов в один вольт – **электрон-вольт** (эВ). В общем случае ионизирующее излучение в зависимости от массы частицы и ее заряда можно подразделить на несколько групп:

- **тяжелые заряженные частицы**: α -частицы, протоны и др.;
- **легкие заряженные частицы**: электроны, позитроны и т. п.;
- **фотонное излучение**: рентгеновское, γ -излучение;
- **нейтронное излучение**: нейтроны различных энергий.

Известно, что **тормозное, характеристическое и гаммаизлучения**, как и радиоволны, инфракрасный и видимый свет, ультрафиолетовое излучение, имеют одну и ту же природу и представляют собой электромагнитные колебания, которые распространяются в вакууме с постоянной скоростью, равной $3 \cdot 10^8$ м/с. Однако, обладая одной и той же природой, разные виды электромагнитных излучений различаются свойствами (длиной волны и энергией и т. п.), а также условиями образования:

- при переходах молекул и атомов (при перестройке внешних электронных оболочек) из возбужденного состояния в невозбужденное происходит испускание видимого света, инфракрасного или ультрафиолетового излучения;
- фотонное излучение, испускаемое при перестройке внутренних электронных оболочек атомов, называется **характеристическим**;

- **гамма-излучение** – это излучение, испускаемое в процессе радиоактивного распада или ядерных реакций, т. е. при изменении энергетического состояния атомных ядер. Фотонное излучение, образующееся при аннигиляции частиц, также называется гамма-излучением;
- при взаимодействии заряженных частиц с электрическим полем ядра возникает фотонное излучение, которое называется **тормозным**.

Все ионизирующие излучения условно подразделяют по своей природе на **электромагнитные** (фотонные) и **корпускулярные** (альфа-излучение, электронное, нейтронное и т. д.). Электромагнитное излучение – это рентгеновское, гамма-излучение и тормозное излучение. Корпускулярное ионизирующее излучение представляет собой поток элементарных частиц с массой покоя, отличной от нуля, образующихся при радиоактивном распаде, ядерных превращениях либо генерируемых на ускорителях. К нему относятся α - и β -частицы, нейтроны, электроны, позитроны, мезоны и т. д. Корпускулярное излучение, состоящее из потока заряженных частиц (протоны, электроны и т. д.), кинетическая энергия которых достаточна для ионизации атомов, относится к классу **непосредственно ионизирующего излучения**.



Рис. 1.11. Передача энергии:
а – упругое столкновение; б – неупругое столкновение

Нейтроны и другие нейтральные элементарные частицы непосредственно не производят ионизацию, но в процессе взаимодействия со средой они высвобождают заряженные частицы, способные ионизировать атомы и молекулы среды. Соответственно такое корпускулярное излучение называют **косвенно ионизирующим излучением**.

Для регистрации радиоактивности и для разработки мер защиты от ионизирующего из-

лучения необходимо знать характерные особенности взаимодействия различных частиц с веществом. Ионизирующее излучение, проходя через вещество, взаимодействует с орбитальными электронами и ядрами атомов и при этом теряет энергию. Потери энергии в основном обусловлены следующими процессами (рис. 1.11):

- **ионизация** (отрыв электронов от атомов) и **возбуждение** (переход электронов на новый энергетический уровень) молекул и атомов поглощающей среды (неупругое столкновение), т. е. в результате такого взаимодействия вид частиц не изменяется и новые частицы не возникают, но меняется внутренняя энергия сложных частиц. Эти потери часто называют **ионизационными**;
- **упругое рассеяние** излучения на орбитальных электронах и ядрах атомов поглощающей среды, т. е. в результате такого взаимодействия первоначальные частицы не исчезают и новые частицы не возникают, при этом внутренняя энергия сложных частиц не изменяется;
- **торможение** частиц в поле ядра. Потери энергии ионизирующих частиц в поле ядра называют **радиационными**;
- **ядерные реакции**, т. е. в результате такого взаимодействия появляются новые частицы или исчезают первоначальные, в частности, могут возникать ядра с новыми свойствами.

Основными процессами передачи энергии заряженной частицей веществу в широком диапазоне энергий (< 20 МэВ) являются возбуждение и ионизация атомов и молекул. Энергия, затрачиваемая на образование одной пары ионов в газе, практически не зависит от энергии заряженных частиц в широкой области энергий. Например, для образования одной пары ионов в воздухе W_0 требуется 35 эВ для альфа-частиц и 34 эВ для электронов. Однако эта величина не равна истинной работе ионизации атома, составляющей 10–17 эВ, поскольку заряженные частицы при взаимодействии со средой растратывают свою энергию не только на ионизацию, но и на возбуждение атомов. Возбуждение атома требует меньше энергии, чем ионизация. Летящая частица способна возбуждать атомы, расположенные на большем удалении от ее траектории, чем при ионизации, поэтому на каждый акт ионизации приходится примерно два-три акта возбуждения (см. рис. 1.12). Сопоставляя процессы ионизации и упругого рассеяния по потерям энергии заряженными частицами, следует отметить, что роль последнего пренебрежимо мала для протонов и α -частиц и заметна для электронов. С ростом энергии частиц увеличиваются потери энер-

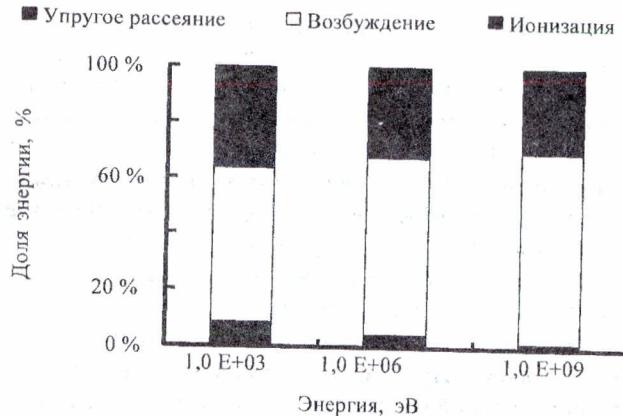


Рис. 1.12. Относительная доля теряемой энергии

гии за счет испускания тормозного излучения. Эти потери называются радиационными ($[dE / dx]_{\text{рад}}$). Таким образом, полная потеря энергии на единицу пути (линейная передача энергии) состоит из потерь на ионизацию атомов и тормозное излучение:

$$[dE / dx]_{\text{полн}} = [dE / dx]_{\text{ион}} + [dE / dx]_{\text{рад}}. \quad (1.1)$$

Величина $[dE / dx]_{\text{рад}}$ определяется весьма сложным образом и чаще всего – это эмпирическая формула. Однако отношение радиационных потерь к ионизационным можно оценить из выражения

$$\left[\frac{dE}{dx} \right]_{\text{рад}} / \left[\frac{dE}{dx} \right]_{\text{ион}} \approx \frac{E_0 \cdot Z}{800}, \quad (1.2)$$

где E_0 – энергия электронов, МэВ. Из выражения (1.2) следует, что при небольших значениях энергии электронов основная роль принадлежит ионизационным потерям, а при большой энергии E_0 преобладают радиационные потери. Можно также увидеть, что при некоторой критической энергии $E_{\text{кр}} \approx 800 / Z$

$$[dE / dx]_{\text{ион}} = [dE / dx]_{\text{рад}}.$$

Например, для свинца $E_{\text{кр}} \approx 10$ МэВ.

1.2.1. Взаимодействие заряженных частиц с веществом

Взаимодействие тяжелых заряженных частиц с веществом рассматриваем на примере α -частицы. Как известно, *альфа-частица* – это ядро атома гелия (${}^4\text{He}_2$). В настоящее время открыто более 200 альфа-активных ядер, главным образом тяжелых ($A > 200$, $Z > 82$, уран, радий, торий, актиний, плутоний и др. (см. приложение, табл. 1.6)), исключение составляют редкоземельные элементы ($A = 140–160$). Примером α -распада может служить распад изотопов радия (рис. 1.6). Энергия α -частиц, испускаемых естественными радионуклидами, колеблется в пределах 4,0–9,0 МэВ, скорость порядка 10^9 см/с. При прохождении α -частицы через вещество ее энергия расходуется в основном на ионизацию и возбуждение атомов среды. По мере прохождения через вещество энергия частицы уменьшается, следовательно,

уменьшается и ее скорость. В результате возрастает вероятность взаимодействия частиц с электронами атомов. Поэтому вдоль трека частицы значение линейной передачи энергии возрастает, ионизация достигает своего максимума в конце пробега: α -частица с энергией 4,8 МэВ в воздухе в начале пути на 1 мм образует около 2000 пар ионов, а в конце пути – 6000 пар ионов. Однако при очень малой скорости ионизация резко падает до нуля (рис. 1.13). Длина пробега α -частицы (R_α) зависит от ее начальной скорости, а также от порядкового номера, атомного веса и плотности поглощающего вещества. При расчетах длина пробега α -частицы определяется из экспериментальных формул. Так, очень часто применяют следующие формулы [36, 69]:

- формулу Гейгера (воздух, $t = 15^\circ\text{C}$, $p_0 = 760$ мм рт. ст):

$$R_\alpha = 0,318 \cdot (E_\alpha)^{3/2}, \quad (1.3)$$

где E_α – энергия α -частицы (3–7 МэВ); $[R_\alpha] = \text{см}$;

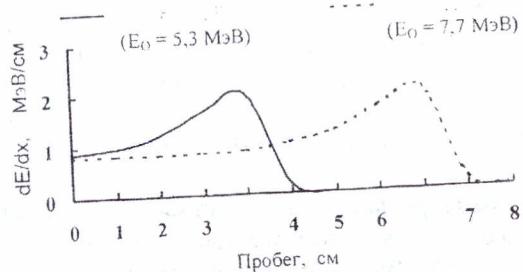


Рис. 1.13. Удельные ионизационные потери α -частиц в воздухе в зависимости от пробега. Пунктирная линия соответствует $E_0 = 7,7$ МэВ, сплошная – $E_0 = 5,3$ МэВ

- формулу Брэгга (для любого вещества с атомной массой A):

$$R_\alpha \cong \rho^{-1} \cdot [A \cdot (E_\alpha)^3]^{1/2}, \quad (1.4)$$

где ρ – плотность вещества в г/см³; $[R_\alpha]$ = мкм.

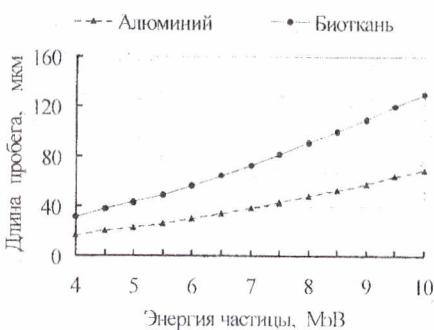


Рис. 1.14. Средний пробег α -частицы

Расчет по приведенным формулам показывает (см. рис. 1.14), что пробег α -частиц в воздухе не превышает 10 см, а в биологической ткани 120 мкм ($1,2 \cdot 10^{-4}$ м), т. е. реальную опасность α -частицы представляют при попадании их внутрь организма, где происходит непосредственный контакт излучения с биологической тканью.

Бета-распад – радиоактивный распад атомного ядра, сопровождающийся вылетом электрона или позитрона из ядра (приложение, табл. 1.7). Вылетающие при бета-распаде электроны и позитроны носят общее название **бета-частиц**. Существует три вида бета-распада: β^- -распад (рис. 1.15), β^+ -распад и К-захват (рис. 1.16). Позитронный распад (β^+ -распад) свойствен искусственным радионуклидам. Электронный распад (β^- -распад) могут испытывать как естественные, так и искусственные радионуклиды. Именно этот вид распада характерен для подавляющего числа экологически наиболее опасных радионуклидов, попавших в окружающую среду в результате чернобыльской аварии. В их числе $^{134}\text{Cs}_{55}$, $^{137}\text{Cs}_{55}$, $^{90}\text{Sr}_{38}$, $^{131}\text{I}_{53}$, $^{144}\text{Ce}_{58}$ и др.

Бета-распад может происходить по типу К-захвата, т. е. захвата атомным ядром одного из электронов своего атома, чаще всего К-оболочки. При этом один из протонов ядра превращается в нейтрон и испускается нейтрино. Образующееся при захвате дочернее ядро имеет зарядовое число Z на единицу меньше, чем распадающееся материнское ядро. Примером К-захвата может служить радиоактивное превращение $^{40}\text{K}_{19}$ (см. рис. 1.16).

Некоторые радионуклиды, нестабильные в отношении К-захвата, способны испытывать β^- -или β^+ -распад, например тот же $^{40}\text{K}_{19}$ (см.

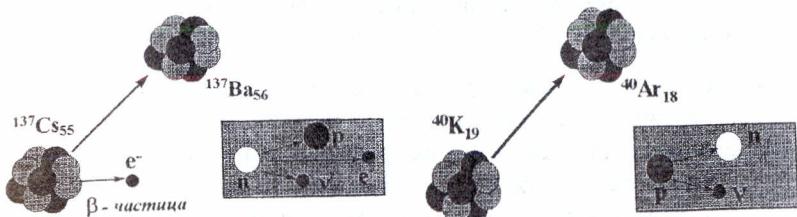


Рис. 1.15. β^- -распад

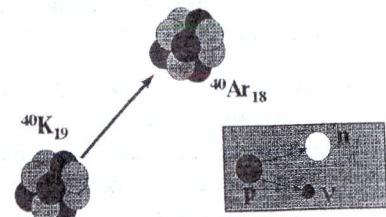


Рис. 1.16. К-захват

рис. 1.7). К-захват присущ как искусственным, так и естественным радионуклидам. Ослабление β -частиц при прохождении через вещество обусловливается тремя процессами взаимодействия:

- упругим рассеянием;
- неупругим рассеянием на орбитальных электронах (ионизация);
- неупругим рассеянием на ядрах атомов (тормозное излучение).

Однако ионизационные потери доминируют. Механизм взаимодействия β -излучения с веществом только внешне похож на взаимодействие тяжелых заряженных частиц (например, α -частиц) со средой, но весьма отличен по существу:

- основное отличие связано с малой массой β -частиц, которая в несколько тысяч раз (≈ 7000) меньше массы α -частицы. Поэтому вероятность упругого рассеяния β -частиц на ядрах больше, чем у тяжелых частиц. Это приводит к многократному рассеянию β -частиц в веществе, вследствие чего их траектория представляет собой ломаную линию. При этом полная длина пути β -частиц значительно превышает толщину поглощающего слоя. Максимальная длина пробега β -частиц, как и α -частиц, зависит от материала поглотителя и энергии частицы (см. рис. 1.17);
- взаимодействие легких заряженных частиц, при котором практически меняется лишь направление их движения, а не энергия, иногда называют упругим рассеянием, в отличие от неупругого рассеяния электрона очень высокой энергии вблизи ядра, при котором скорость электрона резко снижается и он теряет часть своей энергии. Это приводит к образованию тормозного излучения. Таким образом, при прохождении через вещество электронов высокой энергии происходит образование электромагнитного излу-

чения. Если β -излучение обладает значительной энергией, то основную опасность будет представлять тормозное излучение;

- особенностью α -распада является также дискретность спектра α -частиц. Это значит, что ядро испускает α -частицы одной определенной для данного ядра энергии или испускает несколько групп α -частиц с близкими, но различными энергиями. Все зависит от энергетического состояния дочернего ядра после распада. Если оно образуется в основном состоянии, то испускаются monoэнергетические α -частицы. Если же оно образуется как в основном, так и в возбужденном состоянии, то испускается несколько энергетических групп α -частиц. Распределение β -частиц по энергиям называется β -спектром.

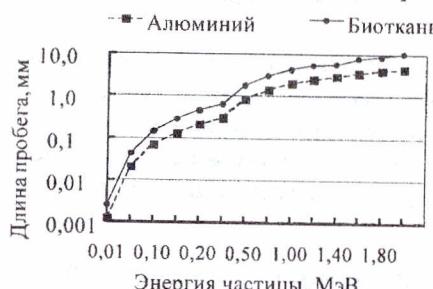


Рис. 1.17. Максимальный пробег β -частиц

$$\bullet R_{\text{al}} = 0,15 \cdot E_\beta - 0,0028, \text{ г/см}^2; \quad 0,03 \leq E_\beta \leq 0,15 \text{ МэВ}; \quad (1.5)$$

$$\bullet R_{\text{al}} = 0,407 \cdot E_\beta^{1,38}, \text{ г/см}^2; \quad 0,15 \leq E_\beta \leq 0,8 \text{ МэВ}; \quad (1.6)$$

$$\bullet R_{\text{al}} = 0,542 \cdot E_\beta - 0,133, \text{ г/см}^2; \quad 0,8 \leq E_\beta \leq 3 \text{ МэВ}; \quad (1.7)$$

$$\bullet R_{\text{al}} = 0,571 \cdot E_\beta - 0,161, \text{ г/см}^2; \quad E_\beta > 3 \text{ МэВ}, \quad (1.8)$$

где E_β – максимальная энергия β -спектра [МэВ]. Для приблизительной оценки линейных пробегов β -частиц в воздухе используют формулу

$$R_{\text{возд}} = 450 \cdot E_\beta, \quad [\text{см}]. \quad (1.9)$$

По пробегу R_{al} рассчитывают массовый пробег R_x в любом веществе:

$$R_x = R_{\text{al}} \cdot (Z/A)_{\text{al}} / (Z/A)_x, \quad [\text{г/см}^2], \quad (1.10)$$

где Z и A – атомный номер и атомная масса соответственно.

1.2.2. Взаимодействие фотонного излучения с веществом

Радиоактивный распад (α , β) многих элементов сопровождается γ -излучением (см. приложение, табл. 1.8) [6, 53, 60, 71]. В литературе встречаются термины: рентгеновское или γ -излучение, которое часто называют **фотонным излучением**. Гамма-излучение не является самостоятельным видом радиоактивности, а только сопровождает α - и β -распады:

- **Гамма-излучение** – фотонное (электромагнитное) ионизирующее излучение, возникающее при ядерных превращениях, при переходе дочернего ядра из возбужденного состояния в основное или в состояние с меньшей энергией. Гамма-кванты рождаются также в процессе торможения электронов в поле ядер (так называемое **тормозное излучение**).

Источником γ -излучения являются ядра, образующиеся при различных ядерных реакциях, и дочерние ядра, возникающие при радиоактивных превращениях в возбужденном состоянии. При этом испускают γ -фотоны не только радиоактивные, но и возбужденные стабильные ядра. Гамма-излучение возникает также при распаде элементарных частиц, аннигиляции пар "частица – античастица", торможении быстрых заряженных частиц в среде и некоторых других процессах. Проходя через вещество, фотоны, так же как и заряженные частицы, взаимодействуют с электронами атомов среды, электрическим полем ядра, а также с нейтронами и протонами, входящими в состав ядра. Однако механизм этого взаимодействия особый:

- γ -кванты не имеют заряда и тем самым не испытывают влияния дальнодействующих кулоновских сил. Взаимодействие γ -квантов с электронами происходит на расстоянии, равном 10^{-13} м, что на три порядка меньше межатомных расстояний. Поэтому γ -кванты при прохождении через вещество сравнительно редко сталкиваются с электронами и ядрами, но зато при столкновении, как правило, резко отклоняются от своего пути;
- γ -кванты обладают нулевой массой покоя и, следовательно, не могут иметь скорость, отличную от скорости света. А это значит, что γ -кванты в среде не могут замедляться. Они либо поглощаются, либо рассеиваются.

Поглощение гамма-фотонов в основном обусловлено **фотоэффе-ктом**, **комптоновским рассеянием** и **образованием электронно-позитронных пар** (хотя в диапазоне энергий 0,02–10 МэВ может наблюдаваться более десяти различных типов взаимодействия).

Фотоэлектрическое поглощение. Если энергия кванта меньше 0,1–0,2 МэВ, то наиболее вероятным механизмом поглощения энергии является **фотоэффект**. Проходя через вещество, γ -фотоны сталкиваются с электронами атомов поглащающего вещества (рис. 1.18). Одним из результатов таких столкновений является выбивание электронов из атомов – **фотоэффект**, γ -фотон при этом полностью поглощается атомом. Фотоэффект происходит на внутренних электронах атома, в основном на электронах К-оболочки. Вероятность фотоэффекта зависит от атомного номера Z поглащающего вещества и растет пропорционально Z . Фотоэлектрическое поглощение γ -излучений существенно только для элементов с большим Z , в частности для свинца, у которого $Z = 82$. Зависит фотоэлектрическое поглощение от энергии γ -фотонов и резко уменьшается с ее увеличением. При малых значениях энергии E_γ уменьшение числа γ -фотонов наиболее вероятно за счет именно фотоэффекта. "Малость" значений E_γ определяется атомным номером Z поглотителя. К примеру, в алюминии ($Z = 13$) фотоэффект заметно ослабляет γ -излучение при $E_\gamma < 0,05$ МэВ, а в свинце ($Z = 82$) – при $E_\gamma < 0,5$ МэВ. Если энергия γ -фотонов значительно больше энергии связи электронов в атоме, основную роль в поглощении γ -излучения веществом начинает играть комптоновское рассеяние.

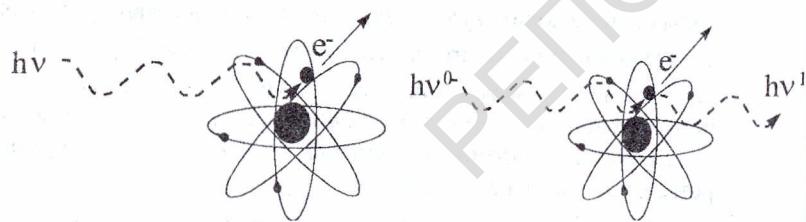


Рис. 1.18. Фотоэффект

Рис. 1.19. Комптон-эффект

Комптоновское рассеяние. При энергии порядка 0,2–10 МэВ преобладающим механизмом передачи энергии атомам и молекулам является **эффект Комптона**. Этот вид взаимодействия электромагнитного излучения с веществом состоит в упругом рассеянии γ -фотонов на свободных электронах вещества (рис. 1.19). Связанные атомные электроны являются практически свободными, если энергия взаимодействующего фотона $E_\gamma \gg E_{\text{св}}$ ($E_{\text{св}}$ – энергия связи электрона в атоме). Гамма-фотон передает часть своей энергии свободному электрону и изменяет направление своего движения ("рассеивается"). Уменьшение энергии γ -фотона зависит при этом только от угла рассеяния. Комптоновское рассеяние ослабляет γ -излучение не за счет прямого поглощения γ -фотонов, как при фотоэффекте, а путем более сложного процесса. На первой стадии, в результате одного или нескольких последовательных актов комптоновского рассеяния, γ -фотоны теряют часть своей энергии. Уменьшение энергии рассеянных γ -фотонов приводит к их более интенсивному фотоэлектрическому поглощению связанными электронами. Вероятность комптоновского рассеяния ($\sim Z$) гораздо слабее зависит от атомного номера поглотителя, чем вероятность фотоэлектрического поглощения ($\sim Z^5$). Для легких элементов, например алюминия, комптон-эффект вносит заметный вклад в поглощение γ -излучения при значениях энергии $0,05 < E_\gamma < 15$ МэВ. В свинце ослабление γ -излучения за счет комптоновского рассеяния происходит при $0,5 < E_\gamma < 15$ МэВ.

Образование электронно-позитронных пар. При энергии E_γ , превышающей $2m_0 \cdot C^2 = 1,02$ МэВ ($m_0 \cdot C^2$ – энергия покоя электрона), наряду с фотоэлектрическим поглощением и комптоновским рассеянием происходит уничтожение γ -фотонов за счет образования электронно-позитронных пар ($e^- + e^+$) (см. рис. 1.20). В вакууме образование электронно-позитронной пары из γ -фотона невозможно, так как рождение электронно-позитронной пары происходит лишь

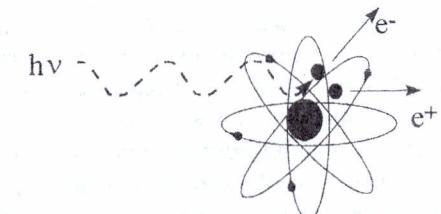


Рис. 1.20. Образование электронно-позитронных пар

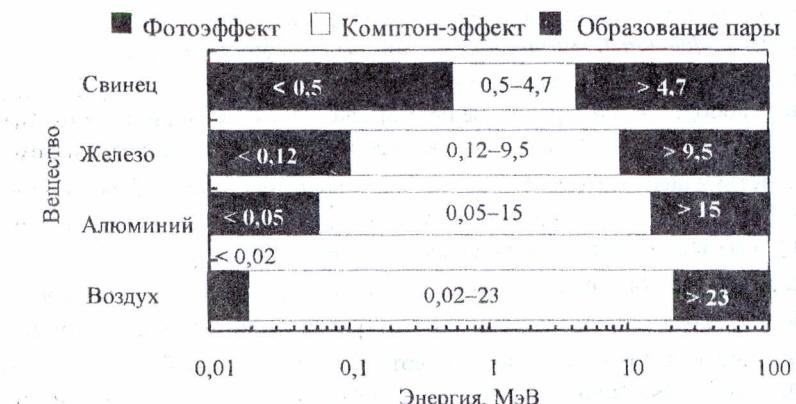


Рис. 1.21. Интервалы энергий фотонов

в кулоновском поле какой-либо частицы. Такой частицей в веществе может быть электрон или ядро.

Вероятность возникновения электронно-позитронных пар пропорциональна Z^2 . При энергии γ -фотонов E_γ , в несколько раз превышающей 1,02 МэВ, образование пар электрон-позитрон и комптоновское рассеяние являются преобладающими процессами, приводящими к ослаблению γ -излучения веществом. При более высоких значениях E_γ образование электронно-позитронных пар является основной причиной поглощения γ -излучения, особенно для тяжелых металлов. Так, в свинце поглощение γ -фотонов за счет образования пар $(e^- + e^+)$ уже при энергии $E_\gamma = 5$ МэВ становится преобладающим.

Таким образом, в зависимости от энергии падающего излучения преобладает тот или иной вид его взаимодействия с веществом. На рис. 1.21 изображены интервалы энергий, в которых один из процессов взаимодействия с веществом является доминирующим.

Закон ослабления γ -излучения. При прохождении γ -излучения через вещество фотоны испытывают рассеяние, поглощение (захват) или проходят вещество без взаимодействия. В результате этих процессов происходит ослабление плотности потока излучения вследствие рассеяния фотонов передачи энергии атомам среды [6, 30, 41, 53,

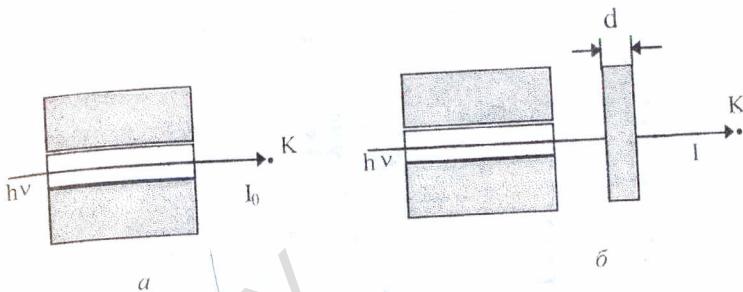


Рис. 1.22. Схема ослабления узкого пучка γ -излучения

60, 71]. При регистрации γ -излучения, прошедшего поглощающий слой, различают *геометрию узкого и широкого пучков*.

Геометрия опыта, при которой детектор регистрирует γ -фотоны, которые не "прозвизмодействовали" с атомами поглотителя, называется *геометрией узкого пучка* ("хорошей" геометрией) (рис. 1.22). Добиться такой геометрии практически очень сложно из-за того, что в детектор обычно попадает часть γ -фотонов, испытавших комптоновское рассеяние в поглощающем слое.

Геометрию опыта, при которой детектором регистрируется не- рассеянное и рассеянное в результате эффекта Комptonа γ -излучение, называют *геометрией широкого пучка* ("плохой" геометрией, рис. 1.23).

"Улучшить" или "ухудшить" геометрию γ -детектирования можно путем изменения взаимного положения источника, поглотителя и детектора излучения и т. д. Поэтому оптимальное взаимное расположение источника, поглотителя и детектора излучения в каждом случае выбирают с учетом всех факторов, влияющих на точность измерений.

Рассмотрим распространение моноэнергетических ионизирующих частиц через слой вещества толщиной d в геометрии узкого пучка (рис. 1.24):

- предполагается, что любое взаимодействие с материалом среды выводит частицу из пучка и эта частица не детектируется.

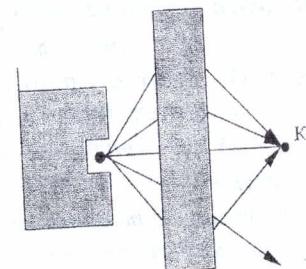


Рис. 1.23. Геометрия широкого пучка

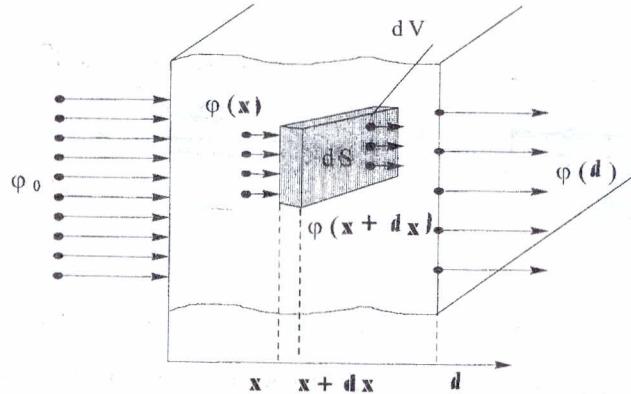


Рис. 1.24. Геометрия задачи

Пусть на слой толщиной d нормально падает:

- ϕ_0 [част/см²·с] – плотность потока частиц;
- $\phi(x)$ и $\phi(x + dx)$ – плотность потока частиц на входе и выходе объема dV .

Таким образом, число частиц, поглощенных в объеме dV ,

$$d\phi(x) \cdot dS = \phi(x+dx) \cdot dS - \phi(x) \cdot dS \quad (1.11)$$

и пропорционально плотности потока частиц $\phi(x)$ и объему dV :

$$d\phi(x) \cdot dS = -\mu \cdot \phi(x) \cdot dV. \quad (1.12)$$

Если среда однородна и все γ -кванты имеют одинаковую энергию, то коэффициент пропорциональности μ одинаков во всех точках среды. В этом случае из уравнения (1.12) после интегрирования получаем **закон ослабления потока фотонного излучения**:

$$\phi(x) = \phi_0 \cdot \exp(-\mu \cdot x), \quad (1.13)$$

где ϕ_0 , $\phi(x)$ – плотность потока энергии в точке наблюдения К в отсутствие поглотителя (рис. 1.22, а) и после прохождения поглотителя (рис. 1.22, б); μ – **линейный коэффициент ослабления** (для фотонного излучения), см⁻¹:

- при толщине поглотителя $d = 1/\mu$ плотность потока частиц уменьшается в e раз.

Линейный коэффициент поглощения зависит от природы поглощающего вещества и энергии γ -квантов. Поглощение гамма-

излучения веществом характеризуется также **массовым коэффициентом поглощения** μ_m :

$$\mu_m = \mu/\rho, \text{ см}^2/\text{г},$$

где ρ – плотность поглотителя, г/см³. Толщина слоя вещества, снижающая уровень излучения в два раза, называется **слоем половинного ослабления** $\Delta_{1/2}$:

$$\Delta_{1/2} = \ln 2 / \mu = 0,693 / \mu. \quad (1.14)$$

Например, для $^{60}\text{Co}_{27}$ и $^{226}\text{Ra}_{88}$ можно принять следующие значения $\Delta_{1/2}$:

- свинец $\Delta_{1/2} = 1,3$ см;
- бетон $\Delta_{1/2} = 6,9$ см.

Поскольку слой половинного ослабления изменяется с толщиной защиты, трудно выбрать заранее для заданной кратности ослабления К определенное значение $\Delta_{1/2}$. При отсутствии экспериментальных данных слой половинного ослабления можно определить, пользуясь универсальными таблицами.

Если поглощение идет за счет нескольких различных процессов, то каждому процессу будет соответствовать свой коэффициент ослабления μ_i , а полный (т. е. входящий в формулу (1.13)) коэффициент ослабления μ будет равен сумме всех μ_i , т. е. для расчета защиты от гамма-излучения существенно важно, какие процессы вносят вклад в общее поглощение. Как было показано выше, поглощение гамма-излучения веществом происходит в основном в результате трех процессов [6, 41, 53, 60, 69, 71]: **фотоэлектронного поглощения; некогерентного рассеяния; образования электронно-позитронных пар**. И линейный коэффициент ослабления μ можно представить в виде

$$\mu = \tau + \sigma + \chi,$$

где τ – линейный коэффициент фотоэлектронного поглощения; σ – линейный коэффициент некогерентного рассеяния; χ – линейный коэффициент образования пар. Каждый из коэффициентов по-разному зависит от атомного номера поглотителя Z и энергии фотонного излучения E_γ . Пока нет удовлетворительной теоретической формулы для вычисления τ во всем диапазоне энергий γ -квантов и для разных Z . Из эксперимента следует, что для достаточно широкого диапазона атомных номеров от $Z = 29$ до $Z = 82$:

$$\tau = \text{const} \cdot [Z^{4,6} / (E_\gamma)^{3,5}], \quad (1.15)$$

т. е. резко уменьшается при увеличении энергии γ -квантов, и фотоэффект является преобладающим механизмом поглощения при низких энергиях γ -квантов, а при высоких энергиях его роль становится пре-небрежимо малой (рис. 1.25).

Эффект Комptonа вообще мал по сравнению с фотоэффектом, однако с увеличением энергии γ -квантов он убывает медленнее и поэтому становится заметным, когда энергия γ -квантов превышает энергию связи наиболее сильно связанных электронов и фотоэффект исчезает. При энергии выше 10 МэВ он практически спадает до нуля. Линейный коэффициент некогерентного рассеяния σ может быть аппроксимирован в виде

$$\sigma = \text{const} \cdot [Z/E_\gamma]. \quad (1.16)$$

Комптоновское рассеяние является основным механизмом взаимодействия γ -квантов с веществом, по крайней мере, в пределах интересующего нас интервала их энергий. Даже в свинце ($Z = 82$) оно является основным в интервале энергий от 0,6 до 5 МэВ, в алюминии – от 0,05 до 15 МэВ, а в биологической ткани – от 0,02 до 25 МэВ.

Наконец, рождение пар возможно лишь при энергии свыше 1,02 МэВ и вблизи ядра атома. Выше порогового значения рождение пар растет, достигая при очень больших энергиях постоянной величины. В первом приближении χ можно описать следующими зависимостями:

$$\chi = \text{const} [Z^2 \cdot (E_\gamma - 1,02)], \quad \text{в области } E_\gamma, \text{ единицы МэВ}, \quad (1.17)$$

$$\chi = \text{const} [Z^2 \cdot \ln(E_\gamma)], \quad \text{в области } E_\gamma \geq 10 \text{ МэВ}. \quad (1.18)$$

На рис. 1.25 показана примерная зависимость частей коэффициента μ , соответствующих перечисленным выше процессам, от энергии γ -квантов. При малых энергиях γ -квантов μ достаточно велик (за счет фотоэффекта и комптоновского рассеяния). С ростом E_γ значение μ уменьшается (вероятность фотоэффекта и комптоновского рассеяния падает), и при некотором значении E_γ коэффициент μ принимает минимальное значение (рис. 1.25). При дальнейшем увеличении E_γ значение μ растет (увеличивается вероятность образования пар). Положение минимума в зависимости $\mu(E_\gamma)$ на шкале энергий определяет-



Рис. 1.25. Зависимость коэффициента μ от энергии

ся атомным номером вещества Z (рис. 1.26). Естественно, что и границы интервалов, в пределах каждого из которых взаимодействие γ -излучения с веществом в основном определяется одним из трех рассмотренных процессов, также зависят от Z . У большинства известных в настоящее время естественных и искусственных радионуклидов энергия испускаемого γ -излучения лежит в интервале 0,25–2,6 МэВ, поэтому наиболее существенными процессами взаимодействия являются *фотоэлектрическое поглощение и некогерентное рассеяние*, т. е.

$$\mu = \tau + \sigma + \chi,$$

причем для легких веществ (воды, воздуха, биологической ткани, алюминия) ослабление потока излучения в результате фотоэлектрического поглощения составляет 50 % при энергии фотонов 60 кэВ [69, 16, 30].

Таким образом, для легких веществ, в том числе и для биологической ткани, в широкой области энергий примерно от 0,15 до 10–15 МэВ основным процессом, который обуславливает ослабление фотонного излучения в веществе, является некогерентное рассеяние, т. е. $\mu = \tau$. Это обстоятельство следует учитывать при выборе материала для создания защиты.

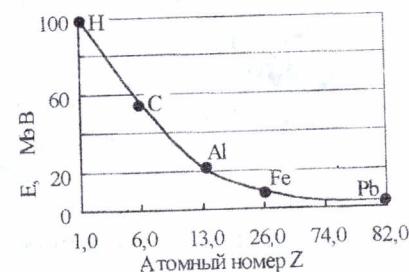


Рис. 1.26. Энергия γ -квантов, при которой μ принимает минимальное значение

Глава 2. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

2.1. ОСНОВНЫЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ

Рентгеновское и гамма-излучение, потоки альфа-частиц, электронов, позитронов, протонов и нейтронов называют *ионизирующими излучениями*, так как при прохождении через вещество они производят ионизацию его атомов и молекул. Объект, содержащий радиоактивный материал, или техническое устройство, испускающее или способное в определенных условиях испускать ионизирующее излучение, называют *источником ионизирующего излучения*. В данном разделе мы рассмотрим основные дозиметрические понятия и величины, используемые для характеристики и оценки ионизирующих излучений (см. рис. 2.1).

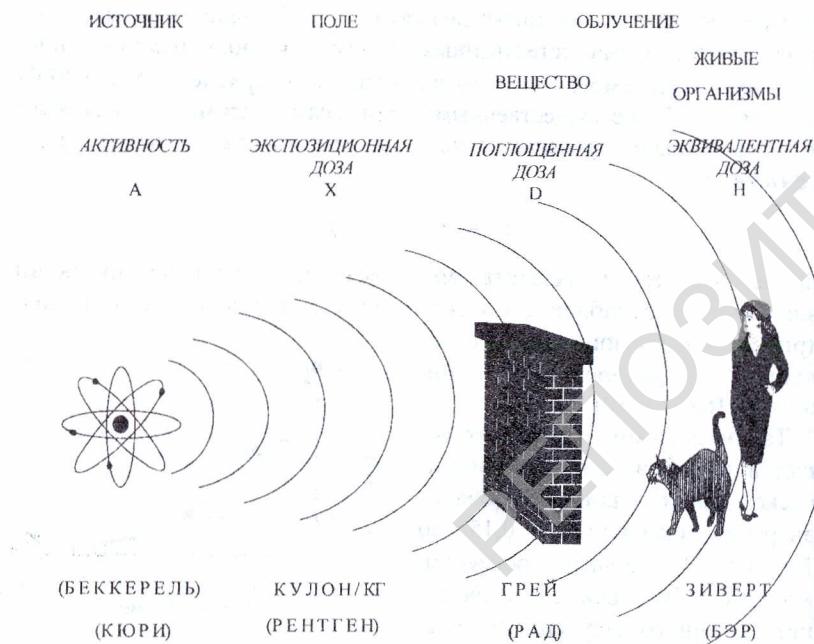


Рис. 2.1. Связь понятий поля, дозы, радиобиологического эффекта

Количественной мерой воздействия любого вида излучения на облучаемый объект является *доза*. Различают *экспозиционную X*, *поглощенную D_t*, *эквивалентную H_t* и другие дозы, отражающие особенности влияния излучения на вещество (см. приложение, табл. 2.1) [16, 17, 30, 36, 41, 43, 45, 54, 57, 63, 66, 69].

Как известно [7–14], *основной закон радиоактивного распада* имеет вид

$$N(t) = N_0 \cdot \exp(-\lambda t), \quad (2.1)$$

где N_0 – количество ядер в начальный момент времени $t = 0$; $N(t)$ – количество нераспавшихся ядер в момент времени t . Время, за которое распадается половина первоначального количества ядер, называется *периодом полураспада*, $T_{1/2}$. Это время определяется условием

$$N = N_0 / 2 = N_0 \cdot \exp(-\lambda \cdot T_{1/2}),$$

откуда

$$T_{1/2} = \ln 2 / \lambda = 0,693 / \lambda. \quad (2.2)$$

Радиационную опасность используемого радиоактивного вещества удобно оценивать по *активности A*:

$$A = dN / dt, \quad (2.3)$$

- т. е. активность A – среднее число спонтанных ядерных превращений dN за малый промежуток времени dt , отнесенное к этому промежутку времени.

Активность, отнесенная к единице массы ($A_m = A/m$), объема ($A_V = A/V$), поверхности ($A_s = A/S$), называется *удельной активностью* (см. приложение, табл. 1.9). В системе СИ активность измеряется в *беккерелях* (Бк):

$$1 \text{ Бк} = 1 \text{ расп} / 1 \text{ с}, \quad [\text{Бк}] = \text{с}^{-1}.$$

Внесистемная единица активности – *киюри* (Ки):

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}, \quad 1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}.$$

Из выражения (2.3) с учетом формул (2.1) – (2.2) получаем

$$A = -\frac{dN}{dt} = -\frac{d[N_0 \exp(-\lambda \cdot t)]}{dt} = \lambda \cdot N = \frac{0,693 N}{T_{1/2}}. \quad (2.4)$$

Следует заметить, что масса препарата не является мерой его активности. Так, например, одинаковой активностью обладают три тонны ^{238}U и 0,08 мг ^{131}I . Однако очень часто необходимо знать массу ра-

дионуклида в образце. Число радиоактивных атомов N и масса радионуклида m (грамм) связаны соотношением

$$N = (m/A_r) \cdot N_A,$$

где A_r – атомная масса нуклида; $N_A = 6,022 \cdot 10^{23}$ моль⁻¹ – постоянная Авогадро.

Соответственно связь массы радионуклида m с его активностью A имеет вид

$$m = \frac{N}{N_A} A_r = \frac{A \cdot T_{1/2}}{\ln 2 \cdot N_A} A_r. \quad (2.5)$$

Аналогичным образом получают выражение для активности A :

$$A = \frac{m \cdot \ln 2 \cdot N_A}{A_r \cdot T_{1/2}},$$

откуда:

$$m = a_1 \cdot A \cdot T_{1/2} \cdot A_r; \quad m = a_2 \cdot A \cdot T_{1/2} \cdot A_r; \quad (2.6)$$

$$A = v_1 \cdot [m / (A_r \cdot T_{1/2})]; \quad A = v_2 \cdot [m / (A_r \cdot T_{1/2})], \quad (2.7)$$

где a_1, a_2, v_1, v_2 – константы, зависящие от единиц, в которых выражаются $T_{1/2}$ и A (см. приложение, табл. 2.2). Если активность A выражают в беккерелях, то используют коэффициенты a_1, v_1 , а если в кюри, то используют коэффициенты a_2, v_2 , например [36]:

- $a_1 = 2,4 \cdot 10^{-24}$, $v_1 = 4,17 \cdot 10^{23}$, если $[A] = \text{Бк}$ и $[T] = \text{с}$.
- $a_2 = 8,86 \cdot 10^{-14}$, $v_2 = 1,13 \cdot 10^{13}$, если $[A] = \text{Ки}$ и $[T] = \text{с}$.

Для установления закономерностей распространения и поглощения ионизирующего излучения в среде необходимо знать распределение ионизирующего излучения в рассматриваемой среде (*сколько частиц или фотонов, с какой энергией и в каком направлении приходят в каждую точку пространства*), т. е. необходимо иметь представление о **поле ионизирующего излучения**. Для характеристики поля излучения введены понятия: поток частиц F ; поток энергии F_w ; плотность потока частиц и энергии; флюенс (перенос) частиц и энергии Φ_w [43, 36, 54, 57].

Например, **поток ионизирующих частиц F** есть

- **отношение числа частиц dN , проходящих через данную поверхность S за интервал времени dt , к этому интервалу:**

$$F = dN / dt, \quad [F] = \text{с}^{-1}; \quad (2.8)$$

Ф (флюенс) ионизирующих частиц:

- **это отношение числа частиц dN , проникающих в элементарную сферу, к площади центрального сечения dS этой сферы:**

$$\Phi = dN / dS, \quad [\Phi] = \text{м}^{-2}. \quad (2.9)$$

Для оценки поля фотонного (рентгеновского) излучения одним из первых было введено понятие **экспозиционной дозы X** :

- **отношение приращения суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, возникающих в воздухе при полном торможении всех вторичных электронов, которые были образованы гамма-квантами или рентгеновским излучением ($E \leq 3$ МэВ) в элементарном объеме воздуха, к массе dm воздуха в этом объеме:**

$$X = dQ / dm, \quad [X] = \text{Кл/кг}. \quad (2.10)$$

Экспозиционной дозой оценивают ионизационные процессы рентгеновского и γ -излучения в воздухе. К другим видам ионизирующих излучений и объектам облучения это понятие не применяется. На практике до последнего времени использовалась внесистемная единица экспозиционной дозы – **рентген (Р)**:

- **единица экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучения, при прохождении которого через $0,001293$ г воздуха (1cm^3) в результате завершения всех ионизационных процессов, вызванных этим излучением, образуется $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов.**

Следует заметить, что очень часто используется такое понятие, как **уровень радиации** (мощность дозы), которое характеризует интенсивность излучения:

$$X' = dX / dt, \quad [X'] = \text{Р/с}. \quad (2.11)$$

В единицах СИ X' измеряется в $\text{Кл}/(\text{кг} \cdot \text{с}) = \text{А}/\text{кг}$. Наиболее часто используют внесистемные единицы: Р/ч, Р/с, мкР/ч. На территории Республики Беларусь (до аварии на Чернобыльской АЭС) мощность экспозиционной дозы составляла 2–12 мкР/ч. В настоящее время в некоторых населенных пунктах величина этой дозы достигает 100 – 300 мкР/ч [20].

Использование понятия экспозиционной дозы, согласно РД-50-454-84, после 1.01.1990 г. не рекомендуется, однако в силу сложившихся традиций это понятие очень часто применяется и в настоящее время.

Экспозиционная доза описывает радиационную обстановку, но биологический эффект, при прочих равных обстоятельствах, прежде всего определяется количеством поглощенной энергии на единицу массы, т. е. для целей радиационной безопасности определяют **среднюю поглощенную дозу D_T** :

- **отношение полной энергии W_T , переданной ионизирующему излучением ткани или органу, к массе m_T этой ткани или органа:**

$$D_T = W_T / m_T, \quad [D] = \text{Грей} \quad [\Gamma] = \text{Рад} \quad (2.12)$$

Грей равен поглощенной дозе ионизирующего излучения, при которой веществу массой 1 кг передается энергия ионизирующего излучения, равная 1 Дж. Внесистемная единица – **рад**: 1 Гр = 100 рад. Единица мощности поглощенной дозы в СИ – Гр/с (рад/с). Понятие поглощенной дозы D_T применяется для характеристики любых видов ионизирующих излучений и для любых объектов облучения.

Радиобиологический эффект зависит не только от поглощенной дозы, т. е. энергии, переданной облучаемому веществу, но и от других факторов, например от ионизирующих способностей излучения и т. д. Важно также не только количество ионов, образованных в единице массы вещества, но и то, как эти ионы распределены по длине пути. Установлено, что радиобиологический эффект тем выше, чем плотнее ионизация при равенстве поглощенных доз, т. е. даже при одинаковой поглощенной дозе α , β , γ -излучения оказывают неодинаковое поражающее действие. Для характеристики особенностей ионизации различных видов излучений используются следующие величины:

- **линейный пробег** (ЛП) R – путь, пройденный частицей до полной остановки. Длина ЛП зависит от природы вещества, вида и энергии излучения. Пробег увеличивается с ростом энергии излучения, пропорционален массе частицы m и обратно пропорционален квадрату ее заряда q^2 : $R \sim E_m/q^2$;
- **массовый пробег** (МП) R_m – пробег частицы в единицах массы: $R_m = \rho \cdot R$, $[R_m] = \text{кг}/\text{м}^2$, где ρ – плотность вещества, $\text{кг}/\text{м}^3$;
- **линейная передача энергии** (ЛПЭ) – средняя энергия dE , теряемая частицей на малом отрезке dl , деленная на величину этого отрезка:

$$\text{ЛПЭ} = dE / dl. \quad (2.13)$$

За единицу ЛПЭ принимают 1 кэВ на 1 мкм пути. В зависимости от ЛПЭ все ионизирующие излучения делятся на **редкоионизирующие** и **плотноионизирующие**. К редкоионизирующему излучению принято относить все виды излучений, для которых ЛПЭ ≤ 10 кэВ/мкм. К плотноионизирующему излучению – те, для которых ЛПЭ > 10 кэВ/мкм. Величиной ЛПЭ характеризуют потоки не только заряженных частиц, но также и нейтральных частиц и электромагнитного излучения.

Для количественной оценки радиобиологического эффекта ионизирующих излучений представляет интерес поглощенная доза, усредненная по органу или ткани и взвешенная по качеству данного излу-

чения. Было введено понятие **весового множителя излучения** W_R и **эквивалентной дозы** H_T [54]:

$$H_T = W_R \cdot D_T. \quad (2.14)$$

Эквивалентная доза используется для оценки вредных биологических последствий при хроническом облучении живых организмов малыми дозами. Единица эквивалентной дозы – **Зиверт** [Зв]:

- единица эквивалентной дозы любого излучения в биологической ткани, которое создает такой же биологический эффект, как и поглощающая доза в 1 Гр образцового рентгеновского излучения.

За образцовое фотонное излучение принято рентгеновское излучение с граничной энергией 200 кэВ. Внесистемная единица измерения эквивалентной дозы H_T – **бэр**:

$$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}, \quad 1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Зв}.$$

Весовой множитель W_R в широком смысле подобен коэффициенту качества Q , который сложным образом зависит от многих факторов, в частности от величины линейной передачи энергии, от плотности ионизации вдоль трека ионизирующей частицы и т. д. Поэтому по рекомендации МКРЗ вместо Q используют регламентированные весовые множители излучения W_R (см. приложение, табл. 2.3) [54]. Когда поле излучения составлено из различных по виду и энергии излучений с различными W_R , то поглощенную дозу следует разделить на части, каждую со своим значением, а затем сложить для получения полной эквивалентной дозы:

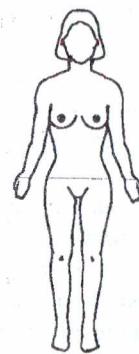
$$H_T = \sum R_i \cdot D_{TR}, \quad (2.15)$$

где D_{TR} – средняя поглощенная доза от излучения в ткани Т.

Эквивалентная доза H_T рассчитывается для "средней" ткани человеческого тела. Но вследствие того, что разные органы имеют разную чувствительность к излучению, при одинаковой дозе H_T возникновение рака в легких более вероятно, чем в щитовидной железе, а облучение гонад (половых желез) особенно опасно из-за риска генетических повреждений [9, 32, 43, 45]. Поэтому приходится определять дозы и для отдельных органов. С целью оценки неравномерного биологического эффекта от облучения различных органов и тканей тела человека введено понятие **эффективной дозы** E :

$$E = \sum W_T \cdot H_T, \quad (2.16)$$

где H_T – эквивалентная доза в Т-м органе; W_T – тканевый весовой множитель.



W_T	ОРГАН
0,12	кр. костный мозг, желудок, легкие, толст. кишечник
0,05	щит. железа, мол. железа, печень, моч. пузырь, пищевод
0,2	гонады
0,01	Кожа, поверхн. кости
0,05	Остальные органы

Рис. 2.2. Тканевые весовые множители
(по данным МКРЗ, 1990 г.)

- W_T – это эквивалентная доза облучения всего организма в *животах*, которая приводит к тем же последствиям, что и облучение данного органа эквивалентной дозой в 1 Зв.

Очевидно, что

$$E = \sum_T W_T \cdot \sum_R W_R \cdot D_{TR} = \sum_R W_R \cdot \sum_T W_T \cdot D_{TR},$$

где D_{TR} – средняя поглощенная доза в ткани или органе T , созданная излучением R .

В 1990 году МКРЗ установила определенные значения W_T для некоторых органов (толстый кишечник, желудок, печень, пищевод, мочевой пузырь), которые ранее были отнесены к группе "остальные органы" (см. рис. 2.2). К этой группе теперь относятся надпочечники, головной мозг, тонкий кишечник, почки, мышцы, поджелудочная железа, селезенка, матка.

Эквивалентная H_T и эффективная E дозы являются величинами, которые наиболее часто используются для количественной оценки доз в радиационной безопасности. Однако облучение ткани может растянуться во времени, например, при попадании радионуклида внутрь организма. Передача энергии будет происходить по мере распада радионуклида. В этом случае МКРЗ рекомендует использовать *полувековую эквивалентную дозу* H_T :

$$H_T(\tau) \int H'_T(\tau) \cdot d\tau, \quad (2.17)$$

Эффективная доза Е представляет собой сумму взвешенных эквивалентных доз во всех тканях и органах тела. Сумма тканевых весовых множителей равна единице. По рекомендации Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) (1990 г.),

где H' – мощность эквивалентной дозы в ткани или органе в момент поступления радионуклида; τ – время интегрирования (в годах) вслед за поступлением радионуклида в организм. Если τ не указано, то подразумевается, что оно составляет 50 лет для взрослых и 70 лет для детей. Если полувековые эквивалентные дозы в органе или ткани, полученные в результате поступления радионуклида, умножить на соответствующие весовые множители W_T , а затем просуммировать, то в результате будет получена *полувековая эффективная доза* $E(\tau)$:

$$E(\tau) = \sum_T W_T \cdot H_T(\tau).$$

Рассмотренные ранее понятия описывают только индивидуальные дозы. МКРЗ использует также величины, связанные с облучением групп или популяций людей. Просуммировав, например, индивидуальные эквивалентные дозы $H_T^{(i)}$, полученные группой людей: $S_T = \sum H_T^{(i)}$, можно определить *коллективную эквивалентную дозу* S_T , которая измеряется в *чел.-Зв*.

2.2. РАСЧЕТ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ

Конечной целью дозиметрических и радиометрических измерений является оценка эффекта воздействия ионизирующего излучения на облучаемый объект, т. е. определение индивидуальных и коллективных доз облучения людей в результате выбросов радиоактивных веществ. В некоторых случаях величина этого эффекта однозначно определяется поглощенной энергией излучения. Поэтому экспериментальные методы дозиметрии зачастую направлены на определение поглощенной дозы. Однако для долгосрочного прогнозирования ситуации в зоне заражения и проведения адекватных защитных мероприятий этого явно недостаточно. Необходимо точное определение ожидаемых доз облучения. Это очень сложная задача, требующая больших и долгосрочных экспериментальных исследований. Поэтому в настоящее время широко используются способы оценки и прогнозирования доз на основе характеристик, измеренных в полевых условиях (мощность экспозиционной дозы, поток заряженных частиц, поверхностная активность почвы и т. п.), а также расчетные методы определения величин, характеризующих поле источника излучения. Конечно, такие оценки не обладают высокой точностью, но позволяют оперативно оценить обстановку в зоне заражения.

Формирование индивидуальных доз человека происходит **прямым и непрямыми** (например, по пищевым цепочкам) путями. В данном разделе мы рассмотрим простейшие расчетные методики оценки ожидаемых доз облучения, получаемых в результате прямого воздействия на организм человека следующих факторов [8, 15, 16, 23, 30, 36, 45, 49, 54, 69]:

- внешнего фотонного и β -облучения радионуклидами в атмосфере и почве;
- внутреннего облучения вдыхаемыми (ингаляционный путь) или заглатываемыми радионуклидами.

2.2.1. Расчет доз от внешнего фотонного и β -облучения

Наиболее доступной характеристикой степени загрязнения местности является **мощность дозы фотонного излучения**: $X' = dX/dt$, [P/c], которая для точечного источника излучения может быть вычислена по формуле

$$X' = \frac{A \cdot \Gamma}{R^2}, P/\text{ч}; \quad X' = \frac{M \cdot 8,4}{R^2}, P/\text{ч}, \quad (2.18)$$

где A – активность нуклида в источнике, [мКи]; Γ – γ -постоянная нуклида, [$(P \cdot \text{см}^2)/(ч \cdot \text{мКи})$]; M – γ -эквивалент нуклида, [мг-экв. Ra]; R – расстояние "источник – объект", [см].

Соответственно **экспозиционная доза** ($X = X' \cdot t$) для точечных источников γ -излучения в отсутствие защитного экрана вычисляется по формулам:

$$X = \frac{A \cdot \Gamma}{R^2} \cdot t, P; \quad X = \frac{M \cdot 8,4}{R^2} \cdot t, P, \quad (2.19)$$

где t – время работы, [ч].

Если $X' = X'(t)$, то $X = \int X'(t) dt$. (2.20)

- **Полной гамма-постоянной радионуклида Γ называют мощность экспозиционной дозы (Р/ч), создаваемую нефильтрованным γ -излучением точечного изотропного источника активностью 1 мКи на расстоянии 1 см.**
- **Гамма-эквивалент источника M – условная масса точечного источника радия-226, создающего на данном расстоянии такую же мощность экспозиционной дозы, как данный источник.**

1 мг-экв Ra – это единица γ -эквивалента радиоактивного препарата, γ -излучение которого при данной фильтрации и тождественных условиях создает такую же мощность экспозиционной дозы, как и γ -излучение 1 мг Государственного эталона радия в равновесии с основными дочерними продуктами распада при платиновом фильтре 0,5 мм. Принято считать, что при этих условиях 1 мг равновесного радия создает на расстоянии 1 см мощность экспозиционной дозы, равную 8,4 Р/ч. Связь между гамма-эквивалентом M любого радиоактивного вещества и полной гамма-постоянной радионуклида

$$M = A \cdot \Gamma / 8,4.$$

Пример 2.1. Определить мощность экспозиционной дозы фотонного излучения от точечного источника радионуклида ^{60}Co ($\Gamma = 12,9, [(P \cdot \text{см}^2)/(ч \cdot \text{мКи})]$) активностью 1 Ки на расстоянии $R = 1$ м.

Решение. Используя формулу (2.18), получаем:

$$X' = \frac{A \cdot \Gamma}{R^2} = \frac{1 \cdot 10^3 \cdot 12,9}{10^4} = 1,3 \text{ Р/ч}.$$

Поглощенная доза D фотонного излучения в веществе с известным химическим составом в условиях электронного равновесия может быть рассчитана по экспозиционной дозе X :

$$D = K_D \cdot X, \quad (2.21)$$

где K_D – **энергетический эквивалент** экспозиционной дозы, зависящий от природы облучаемого вещества и от выбора системы единиц. Например, в воздухе (в единицах СИ: $D, \text{Гр}, X, \text{Кл/кг}$) энергетический эквивалент K_D принимают равным 34,1 $\text{Гр}/(\text{Кл/кг})$. Соответственно при выборе других единиц измерения ($D, \text{рад}; X, P$) можно рассчитать энергетический эквивалент K_D следующим образом:

- из определения рентгена следует, что при экспозиционной дозе $X = 1 \text{ P}$ в 1 кг воздуха образуется $1,61 \cdot 10^{15}$ пар ионов;
- на образование одной пары в воздухе затрачивается энергия, приблизительно равная $33,85 \text{ эВ} = 5,4 \cdot 10^{-18} \text{ Дж}$;
- т. е. при экспозиционной дозе $X = 1 \text{ P}$ в 1 кг воздуха поглощается энергия:

$$D = 5,4 \cdot 10^{-18} \text{ Дж} \cdot 1,61 \cdot 10^{15} \text{ кг}^{-1} = 0,88 \cdot 10^{-2} \text{ Дж/кг} = 0,88 \text{ рад};$$

- в соответствии с формулой (2.10) $K_D = 0,88 \text{ рад/P}$, т. е.

$$D_B = 0,88 \cdot X_B. \quad (2.22)$$

Зная экспозиционную дозу X_B в рентгенах, измеренную в воздухе, по формуле (2.22) можно определить поглощенную дозу D_B в воздухе

в радах. Величина поглощенной дозы (энергетический эквивалент K_D) зависит также от свойств облучаемой среды:

- возрастает с увеличением атомного номера элементов, входящих в состав облучаемого вещества.

Для биологической ткани или других веществ, отличных от воздуха, соотношение между поглощенной дозой в биологической ткани D_T и поглощенной дозой в воздухе D_B имеет следующий вид [23, 45]:

$$D_T = D_B \cdot [\mu_{mt} / \mu_{mb}], \quad [\mu_{mt} / \mu_{mb}] \approx 1,09 \pm 0,02, \quad (2.23)$$

где μ_{mt} , μ_{mb} – массовые коэффициенты поглощения энергии в биологической ткани и в воздухе соответственно, $\text{м}^2/\text{кг}$. С учетом формулы (2.22) можно записать:

$$D_T = D_B \cdot [\mu_{mt} / \mu_{mb}] = 0,88 \cdot X_B \cdot [\mu_{mt} / \mu_{mb}] = K'_D \cdot X_B. \quad (2.24)$$

При оценке поглощенной дозы для биологической ткани среднее значение энергетического эквивалента K'_D принимают равным 0,96 рад/Р (внесистемные единицы измерения) и $K'_D = 37,2 \text{ Гр}/(\text{Кл} / \text{кг})$ (в системе СИ):

$$D_T = K'_D \cdot X_B = 0,96 \cdot X_B, \quad [\text{рад}], [\text{сГр}]. \quad (2.25)$$

Так как коэффициент качества К для фотонного излучения равен единице, то

$$H = K \cdot D_T = K \cdot 0,96 \cdot X_B = 0,96 \cdot X_B, \quad [\text{ЗВ}], \quad (2.26)$$

т. е. оценка эквивалентной дозы H , [бэр, ЗВ], сводится к вычислению экспозиционной X_B , [Р], и поглощенной дозы D_T , [рад, сГр].

При расчете доз в этом случае необходимо учитывать множество факторов (метеоусловия, продолжительность выброса и т. п.), от которых зависит эффект воздействия. При упрощенных методах оценки очень часто источник облучения представляют в форме полусинусоидального пространства с объемной активностью $A_v = \text{const}$ или в форме бесконечной поверхности с косинусоидальным распределением излучения [например, $A_s(\theta) = (A_s/2\pi) \cdot \cos(\theta)$] и используют понятие "дозовый коэффициент":

- коэффициент, связывающий плотность потока излучения с мощностью дозы, им создаваемой.

Ниже мы рассмотрим наиболее простые методики оценки доз, основанные на этих приближениях [8, 23, 30, 36, 45, 54]. Для вычисления мощности эквивалентной дозы H' , [ЗВ/с], создаваемой в поверх-

ностном слое тела человека на открытой местности, используются следующие формулы [23]:

- для фотонного излучения: $H'_\gamma = A_v \cdot B_{a\gamma}$ (облако); (2.27)

$$H'_\gamma = A_s \cdot B_{sy} \cdot \tau_{\text{эфф}} \quad (\text{почва}); \quad (2.28)$$

- для β -излучения (источник загрязнения – воздух):

$$H'_\beta = A_v \cdot B_{a\beta}; \quad (2.29)$$

- для β -излучения (источник загрязнения – кожа):

$$H'_\beta = A_s \cdot B_{s\beta}, \quad (2.30)$$

где $B_{a\gamma}$, B_{sy} , $B_{a\beta}$, $B_{s\beta}$ – дозовые коэффициенты внешнего фотонного и β -облучения, [$\text{ЗВ} \cdot \text{м}^3/(\text{с} \cdot \text{Бк})$] [23]. Численные значения дозовых коэффициентов приведены в табл. 2.4 – 2.7 (см. приложение); $\tau_{\text{эфф}} = T_{\text{эфф}}/0,693 = [(T_{1/2} \cdot T_6)/(T_{1/2} + T_6)]/0,693$ – **эффективный период**, учитывающий радиоактивный распад ($\lambda = 0,693/T_{1/2}$) и выведение радионуклида из почвы ($\lambda_b = 0,04 \text{ года}^{-1}$).

В общем случае ожидаемая эквивалентная доза H_S , [ЗВ], от загрязнения почвы за время t рассчитывается по формуле, аналогичной (2.20), и с учетом экспоненциальной модели "выведения" радионуклидов с поверхности почвы имеет вид

$$H_S = A_s \cdot B_{sy} \cdot [1 - \exp(-\lambda_{\text{эфф}} \cdot t)] / \lambda_{\text{эфф}}, \quad (2.31)$$

где $\lambda_{\text{эфф}}$ – постоянная, учитывающая радиоактивный распад λ и "биологическое" выведение радионуклидов из поверхностных слоев λ_b :

$$\lambda_{\text{эфф}} = \lambda + \lambda_b. \quad (2.32)$$

Чаще всего принимают $\lambda_b = 0,04 \text{ года}^{-1}$ (4 % в год) = $1,1 \cdot 10^{-4} \text{ сут}^{-1} = 1,27 \cdot 10^{-6} \text{ с}^{-1}$. Используя внесистемные единицы A_s , [$\text{мКи}/\text{см}^2$], и Γ , [$\text{Р} \cdot \text{см}^2/(\text{ч} \cdot \text{мКи})$], при косинусоидальном законе излучения источника получаем следующие формулы: для мощности экспозиционной дозы X' , [$\text{Р}/\text{ч}$],

$$X' = 4\pi \cdot \Gamma \cdot A_s \quad (2.33)$$

и для ожидаемой экспозиционной дозы X , [Р], за время t

$$X_S = 4\pi \cdot \Gamma \cdot A_s \cdot [1 - \exp(-\lambda_{\text{эфф}} \cdot t)] / \lambda_{\text{эфф}}, \quad (2.34)$$

Пример 2.2. Рассчитать дозу внешнего облучения кожи человека γ -и β -излучением ^{85}Kr с объемной активностью в атмосферном воздухе $A_v = 1000 \text{ Бк}/\text{м}^3$.

Решение. В соответствии с формулами (2.27, 2.29) и (2.31) получаем:

$$H_\gamma = A_v \cdot B_{ay} \cdot t; \quad H_\beta = A_v \cdot B_{ab} \cdot t. \quad (2.35)$$

Из табл. 2.4 и 2.6 (см. приложение) находим:

- $B_{ay} = 1,51 \cdot 10^{-16}$, [Зв· м^3 /(с·Бк)];
- $B_{ab} = 3,89 \cdot 10^{-7}$ [Зв· м^3 /(год·Бк)] = $1,23 \cdot 10^{-14}$, [Зв· м^3 /(с·Бк)],
(1 год = $3,16 \cdot 10^7$ с),

и, подставив в формулы (2.35) ($t = 3,16 \cdot 10^7$ с), получаем годовую эквивалентную дозу:

- $H_\gamma = 10^3 \cdot 1,51 \cdot 10^{-16} \cdot 3,16 \cdot 10^7 = 4,77 \cdot 10^{-6}$ Зв ≈ 0,48 мбэр;
- $H_\beta = 10^3 \cdot 1,23 \cdot 10^{-14} \cdot 3,16 \cdot 10^7 = 3,89 \cdot 10^{-4}$ Зв ≈ 38,9 мбэр;
- $H = H_\gamma + H_\beta = 39,4$ мбэр.

Пример 2.3. Рассчитать мощность экспозиционной дозы над поверхностью почвы, равномерно заряженной ^{137}Cs с поверхностной активностью $A_s = 1 \text{ МБк}/\text{м}^2$. Распределением ^{137}Cs по глубине пренебречь.

Решение. Для расчетов применим формулу (2.33):

$$X' = 4\pi \cdot \Gamma \cdot A_s. \quad (2.36)$$

Заметим, что в формуле (2.36) используются внесистемные единицы измерения:

$$A_s = 1 \text{ МБк}/\text{м}^2 = 2,7 \cdot 10^{-6} \text{ мКи}/\text{см}^2 \quad \text{и} \quad \Gamma = 3,24, \text{ Р} \cdot \text{см}^2/(\text{ч} \cdot \text{мКи}),$$

$$X' = 4\pi \cdot \Gamma \cdot A_s = 4\pi \cdot 3,24 \cdot 2,7 \cdot 10^{-6} = 54,94 \text{ мкР}/\text{ч}. \quad (2.37)$$

2.2.2. Расчет доз от внутреннего облучения

Возможны два основных пути поступления радионуклидов внутрь организма:

- через органы дыхания (ингаляционный);
- через органы пищеварения (пероральный).

Следовательно, поступление радиоактивных веществ (РВ) определяется их содержанием в воздухе, воде, пище и т. п. В отличие от внешнего облучения точно измерить дозу внутреннего облучения практи-

чески невозможно. Поэтому ее чаще всего рассчитывают, используя различные радиобиологические константы [23, 30, 32, 45, 54, 47, 49, 56].

В основу оценки доз внутреннего облучения положено содержание РВ в критическом органе, и определяется оно в основном двумя факторами: поступлением РВ в критический орган и выведением из него. Параметром, описывающим эти процессы, является **коэффициент всасывания** (резорбции):

- отношение количества РВ, переходящего в кровь, к полному поступлению его в орган через органы дыхания или пищеварения.

Сразу же необходимо пояснить, что методики не учитывают возрастные особенности человека и используют в расчетах обобщенные параметры некоторого условно "стандартного" человека (см. рис. 2.3 и табл. 2.8 в приложении) [67]. Кроме того, предполагается, что радионуклид равномерно распределяется в ткани или органе и что процесс выведения радионуклидов из организма описывается экспоненциальной моделью:

$$A_m(t) = A_{m0} \cdot \exp(-\lambda_{\text{эфф}} \cdot t), \quad (2.38)$$

где A_{m0} – первоначальная удельная активность радионуклида, содержащегося во всем теле или отдельном критическом органе, [Бк/кг], [мкКи/г]; $A_{m0} = A_0 \cdot f / m$, где A_0 – общая активность изотопа, содержащегося в организме человека, [Бк], [мкКи]; m – масса всего тела или отдельного критического органа (см. приложение, табл. 2.8); f – коэффициент депонирования, показывающий долю поступления изотопа в критический орган при данном пути введения; $\lambda_{\text{эфф}}$ – эффективная постоянная скорости выведения: $\lambda_{\text{эфф}} = \lambda + \lambda_b$, где λ_b – постоянная скорость биологического выведения. Соответственно **период эффективного полувыведения**

$$T_{\text{эфф}} = 0,693 / \lambda_{\text{эфф}} = T_{1/2} \cdot T_\sigma / (T_{1/2} + T_\sigma), \quad (2.39)$$

где T_σ – **период биологического полувыведения** радионуклида из организма в процессе минерального обмена (см. приложение, табл. 2.9).

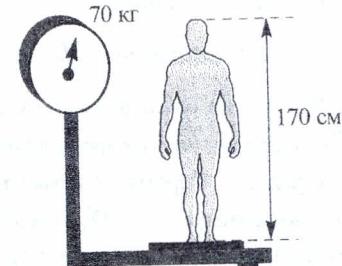


Рис. 2.3. Среднестатистические параметры человека

➤ Для α - и β -активных радионуклидов **мощность поглощенной дозы** $D'_{\alpha\beta}$ в критическом органе рассчитывается по формулам:

$$D'_{\alpha\beta} = 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}}),$$

$$[D'_{\alpha\beta}] = \text{Гр/с}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}; \quad (2.40)$$

$$D'_{\alpha\beta} = 3,7 \cdot 10^4 \cdot A_{m0} \cdot 1,6 \cdot 10^{-6} \cdot 10^{-2} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}}),$$

$$[D'_{\alpha\beta}] = \text{рад/с}, \quad [A_{m0}] = \text{мкКи/г},$$

где $3,7 \cdot 10^4$ – число распадов в одну секунду, соответствующее 1 мкКи; $1,6 \cdot 10^{-6}$ – коэффициент перевода МэВ в эрг; 10^{-2} – коэффициент перевода эрг/с в ради; t – время от момента введения изотопа в критический орган до момента расчета $D'_{\alpha\beta}$ (величины t и $T_{\text{эфф}}$ подставляются в формулу в одинаковых единицах); $E_{\text{эфф}} = \sum E_i k_i p_i$ – эффективная энергия α - или β -частиц (см. приложение, табл. 2.9), передаваемая критическому органу в каждом акте распада радионуклида, с учетом биологической эффективности излучения [МэВ/распад]; k – коэффициент качества излучения; p – коэффициент неоднородности распределения нуклида в критическом органе, который предполагается равным 1 для рентгеновского и γ -излучений и равным 5 для α - и β -частиц и ядер отдачи нуклидов, отлагающихся в кости.

После преобразования последнего выражения получаем рабочую формулу:

$$D'_{\alpha\beta} = 5,9 \cdot 10^{-4} \cdot A_{m0} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}}),$$

$$[D'_{\alpha\beta}] = \text{рад/с}, \quad [A_{m0}] = \text{мкКи/г}. \quad (2.41)$$

➤ Для α - и β -активных радионуклидов **поглощенная доза излучения** $D_{\alpha\beta}$ может быть описана следующими формулами [8, 45]:

- *создаваемая в органе или ткани за время t после однократного поступления*

$$D_{\alpha\beta} = 2,31 \cdot 10^{-13} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} [1 - \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}})],$$

$$[D_{\alpha\beta}] = \text{Гр}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}, \quad [t] = \text{с}; \quad (2.42)$$

$$D_{\alpha\beta} = 2 \cdot 10^{-8} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} [1 - \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}})],$$

$$[D_{\alpha\beta}] = \text{Гр}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}, \quad [t] = \text{сут}; \quad (2.43)$$

$$D_{\alpha\beta} = 73,8 \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} [1 - \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}})],$$

$$[D_{\alpha\beta}] = \text{рад}, \quad [A_{m0}] = \text{мкКи/г}, \quad [t] = \text{сут}; \quad (2.44)$$

- *создаваемая в органе или ткани при хроническом поступлении A_{m0} за время t , [сут], от начала поступления*

$$D_{\alpha\beta} = 2 \cdot 10^{-8} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} \{t - (T_{\text{эфф}}/0,693)[1 - \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}})]\},$$

$$[D_{\alpha\beta}] = \text{Гр}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}, \quad [t] = \text{сут}; \quad (2.45)$$

$$D_{\alpha\beta} = 73,8 \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} \{t - (T_{\text{эфф}}/0,693)[1 - \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}})]\},$$

$$[D_{\alpha\beta}] = \text{рад}, \quad [A_{m0}] = \text{мкКи/г}, \quad [t] = \text{сут}. \quad (2.46)$$

Из формулы (2.43) следует, что поглощенная доза $D_{\alpha\beta}$ в критическом органе до полного выведения радионуклида (при $t \rightarrow \infty$) равна:

$$D_{\infty} = 2 \cdot 10^{-8} \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}}, \quad [\text{Гр}]; \quad (2.47)$$

$$D_{\infty} = 73,8 \cdot E_{\text{эфф}} \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}}, \quad [\text{рад}]. \quad (2.48)$$

Пример 2.4. В организм человека (щитовидную железу $m = 20$ г) однократно поступило 200 Бк ^{131}I ($T_{1/2} = 8$ сут, $T_b = 138$ сут, $E_{\text{эфф}} = 0,41$ МэВ/расп). Оценить поглощенную дозу от внутреннего облучения за 2 сут.

Решение. Определяем эффективный период полувыведения (формула (2.39)):

$$T_{\text{эфф}} = T_{1/2} \cdot T_b / (T_{1/2} + T_b) = 8 \cdot 138 / (8 + 138) = 7,56 \text{ сут.}$$

Удельная активность $A_m = 10^4$ [Бк/кг]. По формуле (2.43) находим поглощенную дозу:

$$D_{\alpha\beta} = 2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,41 \cdot 10^4 \cdot 7,56 \cdot [1 - \exp(-0,693 \cdot 2 / 7,56)] = 0,1 \text{ мГр.}$$

Аналогичные соотношения можно использовать также для приближенной оценки поглощенной дозы от внутреннего облучения γ -активными радионуклидами. Однако вклад γ -излучающих радионуклидов оценить гораздо сложнее, так как процессы поглощения зависят не только от энергии излучения, но и от геометрической формы критического органа. В этом случае отдельные критические органы аппроксимируют геометрическими фигурами типа сферы, цилиндра и

т. п. и вводят понятие эффективного радиуса $R_{\text{эфф}}$ и геометрического фактора G (см. приложение, табл. 2.12). Соотношение, аналогичное (2.40), будет иметь вид [36]

$$D'_\gamma = 7,5 \cdot 10^{-15} \cdot \Gamma \cdot \rho \cdot G \cdot Z \cdot A_{m0} \cdot \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}}),$$

$$[D'_{\alpha\beta}] = \text{Гр/с}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}, \quad (2.49)$$

где Γ – гамма-постоянная нуклида, $[(\text{Р} \cdot \text{см}^2) / (\text{ч} \cdot \text{мКи})]$; G – геометрический фактор, [см]; $Z = 0,87 \cdot 10^{-2}$ (для фотонов с энергией ≥ 1 МэВ); ρ – плотность ткани, [$\text{г}/\text{см}^3$].

➤ Средняя поглощенная доза D^{cp}_γ , создаваемая в органе или ткани за время t , [сут], после однократного поступления, вычисляется по формулам [36]:

$$D^{\text{cp}}_\gamma = 9,4 \cdot 10^{-10} \cdot \Gamma \cdot \rho \cdot G \cdot Z \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} \cdot \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}}),$$

$$[D^{\text{cp}}_\gamma] = \text{Гр}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}; \quad (2.50)$$

$$D^{\text{cp}}_\gamma = 32 \cdot 10^{-3} \cdot \Gamma \cdot \rho \cdot G \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} \cdot \exp(-0,693 \cdot t / T_{\text{эфф}}),$$

$$[D^{\text{cp}}_\gamma] = \text{рад}, \quad [A_{m0}] = \text{мкКи/г}. \quad (2.51)$$

➤ Средняя поглощенная доза D^{cp}_γ , создаваемая в органе или ткани при хроническом поступлении A_{m0} за время t , [сут], от начала поступления вычисляется по формулам [36]:

$$D^{\text{cp}}_\gamma = 9,4 \cdot 10^{-10} \cdot \Gamma \cdot \rho \cdot G \cdot Z \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} \cdot \{t - (T_{\text{эфф}}/0,693) \cdot \Delta\},$$

$$[D^{\text{cp}}_\gamma] = \text{Гр}, \quad [A_{m0}] = \text{Бк/кг}; \quad \Delta = [1 - \exp(-0,693 t / T_{\text{эфф}})]; \quad (2.52)$$

$$D^{\text{cp}}_\gamma = 32 \cdot 10^{-3} \cdot \Gamma \cdot \rho \cdot G \cdot A_{m0} \cdot T_{\text{эфф}} \cdot \{t - (T_{\text{эфф}}/0,693) \cdot \Delta\},$$

$$[D^{\text{cp}}_\gamma] = \text{рад}, \quad [A_{m0}] = \text{мкКи/г}; \quad \Delta = [1 - \exp(-0,693 t / T_{\text{эфф}})]. \quad (2.53)$$

Следует заметить, что вкладом фотонного излучения можно пренебречь, если

$$E_{\text{эфф}} / \Gamma \geq 4,7 \cdot 10^{-4} \cdot G. \quad (2.54)$$

При вычислении дозы внутреннего облучения также очень удобно использовать **дозовые коэффициенты**:

- числовые значения дозы (D , H) на единицу активности поступившего в организм радионуклида.

Выражение для оценки годовой мощности дозы имеет вид:

$$\text{ингаляционный путь} - H'_{ih} = B_{ih} \cdot A_v \cdot V; \quad (2.55)$$

$$\text{пероральный путь} - H'_{ig} = B_{ig} \cdot A_v \cdot V = B_{ig} \cdot A_m \cdot M, \quad (2.56)$$

где A_v – объемная активность воздуха, воды или молока, [$\text{Бк}/\text{м}^3$]; A_m – удельная активность потребляемой пищи, [$\text{Бк}/\text{кг}$]; V – объем вдыхаемого воздуха, потребляемых воды или молока в единицу времени, [$\text{м}^3/\text{год}$]; M – масса потребляемых продуктов питания, [$\text{кг}/\text{год}$]; B_{ih} , B_{ig} – дозовые коэффициенты, [$\text{Зв}/\text{Бк}$]. Численные значения дозовых коэффициентов B_{ih} , B_{ig} для некоторых радионуклидов представлены в табл. 2.10 и 2.11 приложения. Более полные данные можно найти в работах [52, 55, 56, 67].

Пример 2.5. Оценить годовую дозу H , получаемую организмом взрослого человека при потреблении 1 л молока в сутки, загрязненного ^{137}Cs до $A_v = 400$ Бк/л. Считать, что объемная активность не изменяется в течение года.

Решение. В соответствии с формулой (2.56) определяем значение дозового коэффициента $B_{ig} = 1,4 \cdot 10^{-8}$ Зв/Бк (см. приложение, табл. 2.10):

$$H'_{ig} = B_{ig} \cdot A_v \cdot V = 1,4 \cdot 10^{-8} \cdot 400 \cdot 365 = 2,1 \cdot 10^{-3} \text{ Зв} (0,21 \text{ бэр}).$$

2.3. ГИГИЕНИЧЕСКОЕ НОРМИРОВАНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

С момента создания атомной промышленности начала формироваться новая научно-практическая дисциплина – **радиационная безопасность**:

- составная часть общей техники безопасности, обеспечивающая безопасные условия труда персонала и населения при использовании различных источников ионизирующих излучений.

В задачи этой новой дисциплины входит разработка:

- критериев оценки ионизирующего излучения как вредного фактора воздействия на человека и объекты окружающей среды;

- способов оценки и прогнозирования радиационной обстановки;
- путей проведения совокупности технических, гигиенических и организационных мероприятий, обеспечивающих безопасность населения.

Система критериев оценки ионизирующих излучений является методологической основой радиационной безопасности как отдельной дисциплины. Она создается путем анализа комплекса радиобиологических данных о действии ионизирующих излучений на живой организм и отдельные системы, полученных в экспериментах на животных, а также данных о состоянии людей, работающих в сфере воздействия ионизирующих излучений. На основе установленных критериев безопасности воздействия ионизирующих излучений на организм человека разрабатывается система допустимых пределов воздействия ионизирующих излучений, оформляемых в виде законодательных документов, в частности **норм радиационной безопасности** (НРБ) [36, 49, 69]. Нормы радиационной безопасности устанавливают дозовые пределы облучения, а документом, который определяет общие для всех работ с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений условия, обеспечивающие соблюдение дозовых пределов, являются "Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87". Практически все страны, использующие атомную энергию, имеют национальные нормы и правила радиационной безопасности, основанные на рекомендациях Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) [32, 49, 54–56, 67]. Нормативные документы по радиационной безопасности можно условно объединить в четыре группы:

- регламентирующие лучевые нагрузки на организм человека [69, 45, 49, 52];
- регламентирующие организацию работ с источниками излучений [49, 52];
- регламентирующие методику проведения дозиметрического и радиометрического контроля [16, 25, 36, 45,];
- регламентирующие правовые основы радиационной безопасности [26–27].

В Республике Беларусь применяется три вида радиационного контроля:

- за продуктами питания, водой и продуктами растениеводства (нормативные документы РКУ-90, ВДУ-91);

- за поверхностным загрязнением кожи, обуви, техники, зданий и т. п. (нормативные документы ВНРЗ-90);
- за облучением населения (нормативные документы НРБ-76/87, ОСП-72/87).

Ниже мы рассмотрим основные положения этих нормативных документов, однако в практической работе необходимо пользоваться их официальными изданиями.

2.3.1. Нормы радиационной безопасности

Нормы радиационной безопасности устанавливают систему дозовых пределов и принципы их применения. Современная концепция нормирования исходит из того, что любая сколь угодно малая доза вредна для здоровья, т. е. всякое облучение несет с собой риск. Исходя из этого, МКРЗ считает, что **основным принципом радиационной безопасности** является:

- создание таких условий, при которых доза облучения должна быть настолько низкой, насколько это разумно.
- Количественной мерой, определяющей уровень радиационного воздействия (биологического повреждения) при хроническом облучении человека в малых дозах, т. е. не способных вызвать лучевую болезнь, является **эквивалентная доза H_t** .

Уже в 1928 году на 2-м Международном радиологическом конгрессе в Стокгольме был создан специальный Комитет по защите от рентгеновских лучей и радия, который в 1950 году был реорганизован в Международную комиссию по радиационной защите. Согласно уставу, МКРЗ анализирует и обобщает все соглашения в области защиты от ионизирующих излучений, периодически разрабатывает соответствующие рекомендации, которые могут корректироваться применительно к внутренним условиям стран. МКРЗ тесно сотрудничает с Международной комиссией по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ). В 1955 году при ООН был организован специальный Научный комитет по действию атомной радиации (НКДАР), который осуществляет сбор и анализ международной информации о различных аспектах действия ионизирующих излучений на живые организмы. Все перечисленные международные организации предлагают лишь рекомендации, а также обосновывают проблемы, нуждающиеся в дальнейшей научной разработке. Но эти рекомендации не являются обязательными для всех стран. Существует еще одна организация –

Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ), занимающееся вопросами, связанными с радиационной безопасностью на всех этапах работ по мирному использованию атомной энергии. МАГАТЭ является официальной организацией ООН, и все страны – члены МАГАТЭ обязаны выполнять утвержденные ею официальные нормы и правила обращения с источниками ионизирующего излучения, если возникающие при этом вопросы касаются межгосударственных отношений.

Таким образом, наиболее представительной международной организацией, обобщающей и анализирующей научные данные о действии ионизирующего излучения на организм человека и человечество в целом, является НКДАР ООН. Подготовку конкретных рекомендаций для разработки национальных стандартов и регламентов при работе с ионизирующими излучениями осуществляет МКРЗ, а официальные международные соглашения по вопросам использования атомной энергии разрабатывает МАГАТЭ.

Сложность проблемы нормирования радиоактивного облучения обусловлена тем, что, по мнению многих ученых, ионизирующая радиация не имеет порога поражающего действия на биологические объекты и, следовательно, такое действие может быть вызвано единственным квантром излучения, одной частицей. Вместе с тем существует многокомпонентный природный фон ионизирующего облучения, воздействующий на все живое на Земле [2–7, 22–23, 32, 57, 63]. Критерии и нормативы, сложившиеся в настоящее время, имеют длительную предысторию. Первое предложение о допустимой дозе облучения появилось в начале нынешнего века. В 1902 году английский ученый В. Роллинз в качестве допустимой экспозиционной дозы профессионального облучения назвал 10 Р/сут. Накопление все более точных научных данных в эксперименте и клинике, совершенствование методов исследования вредного действия радиации и многое другое приводили к многократному пересмотру норм радиационной безопасности, и всегда – в направлении их снижения. Уже в 1934 году было предложено снизить допустимую предельную дозу до 200 мР/сут, что в 50 раз меньше принятой в 1902 году. В 1948 году МКРЗ сформулировала толкование *пределенно допустимой дозы* (ПДД):

- доза, которая не должна вызывать вредных для здоровья и благополучия человека последствий в любой момент времени на протяжении его жизни.

Была установлена ПДД, равная 50 мР/сут (принимая, что за условные 40 лет работы суммарная доза составит 600 бэр). В дальнейшем эта доза была уменьшена до 17 мР/сут (100 мбэр в неделю, 5 бэр в год).

В 1953 году в СССР были опубликованы первые "Санитарные правила и нормы при работе с радиоактивными изотопами", которые постоянно дополняются и совершенствуются. В 1969 году разработаны "Нормы радиационной безопасности НРБ-69", которые были пересмотрены в 1976 году (НРБ-76). После аварии на ЧАЭС в нормы были внесены изменения, и в настоящее время у нас действует единый документ "Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87" [49]. Соблюдение НРБ-76/87 является обязательным для всех без исключения государственных и кооперативных организаций, предприятий, министерств и ведомств. Государственный санитарный надзор за строгим соблюдением этих норм возлагается на органы и учреждения Санитарно-эпидемиологической службы Министерства Республики Беларусь. Контроль за радиационной обстановкой на территории нашего государства после аварии на ЧАЭС ведется органами Минздрава Республики Беларусь, Национальной академией наук Беларуси и т. д. В принятых республикой НРБ-76 следующим образом сформулировано определение *пределенно допустимой дозы*:

- наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за год, которое при равномерном воздействии в течение 50 лет не вызовет в состоянии здоровья персонала (категория А) неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

В качестве нормативных используются и другие величины, например:

- *Предел дозы* (ПД) – предельная эквивалентная доза за год для ограниченной части населения (категория Б), наибольшее среднее значение индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, которое при равномерном облучении в течение 70 лет не вызовет в состоянии здоровья ограниченной части населения неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.

Во многих случаях трудно оперативно определить эквивалентную дозу, например, при попадании радионуклида внутрь организма. По-

этому при решении задач текущего радиационного контроля нормами радиационной безопасности регламентируются следующие показатели:

- **допустимые уровни (ДУ)** – нормативное значение допустимого поступления радиоактивных веществ в организм, их содержание в организме, воде, воздухе, а также мощности дозы, плотности потока излучений и т. п., рассчитанные из значений ПДД и ПД;
- **допустимая мощность дозы (ДМД)** – допустимый уровень усредненной за год мощности эквивалентной дозы, численно равный отношению предельно допустимой дозы ПДД ко времени облучения в течение календарного года:

$$ДМД = ПДД / t.$$

• Для лиц категории А стандартное значение: $t_A = 1700$ ч / год, т. е.

$$ДМД_A = 5 \text{ бэр} / \text{год} = 5 \text{ бэр} / 1700 \text{ ч} = 2,9 \text{ мбэр} / \text{ч}. \quad (2.57)$$

Для лиц категории Б стандартное значение:

- в учреждении и в санитарно-защитной зоне: $t_B = 2000$ ч / год, т. е.

$$ДМД_B = 0,5 \text{ бэр} / \text{год} = 0,5 \text{ бэр} / 2000 \text{ ч} = 0,25 \text{ мбэр} / \text{ч} \quad (2.58)$$

(в НРБ-76/87 ДМД_B принята равной 0,24 мбэр /ч);

- в зоне наблюдения: $t_B = 8800$ ч / год, т. е.

$$ДМД_B = 0,5 \text{ бэр} / \text{год} = 0,5 \text{ бэр} / 8800 \text{ ч} = 0,06 \text{ мбэр} / \text{ч}. \quad (2.59)$$

Чаще всего для каждой категории облучаемых лиц устанавливают два класса нормативов: **основные дозовые пределы и допустимые уровни** (см. приложение, табл. 2.13).

Нормами радиационной безопасности установлены **три категории** облучаемых лиц: А – профессиональные работники; Б – ограниченная часть населения (подвержены облучению по месту жительства или работы); В – все остальное население. Для населения категории Б при условии облучения всего тела дозовый предел суммарного внешнего и внутреннего облучения за календарный год равен 5 мЗв (0,5 бэр). Оценивается он путем контроля радиационной обстановки по месту работы и проживания. Этот уровень выбран в соответствии с концепцией безопасности проживания, при-

нятой Минздравом Республики Беларусь, по которой предел индивидуальной дозы облучения человека за весь период жизни (70 лет) составляет 0,35 Зв (35 бэр). Дозовые пределы, установленные НРБ-76/87, не включают: дозу, полученную пациентом при медицинском обследовании и лечении; дозу, обусловленную естественным фоном излучения.

Следует заметить, что в 1994 году МКРЗ приняла новые рекомендации по обеспечению радиационной безопасности, отражающие накопленный мировой опыт после чернобыльской катастрофы. В материалах МКРЗ рекомендуется уменьшить основные дозовые пределы по сравнению с рекомендациями 1977 года в 2,5 раза (категория А) и в 5 раз (категория Б). В качестве предельной эффективной дозы рекомендуется 20 мЗв (НРБ-76/87 – 50 мЗв) в год для персонала и 1 мЗв (НРБ-76/87 – 5 мЗв) в год для населения, усредняемый по пяти годам, т. е. соответственно 100 мЗв и 5 мЗв за пять лет. Эффект дозы за любой отдельный год не должен превышать 50 мЗв (для персонала). Для населения в особых случаях можно разрешить большее значение при условии, что среднее значение за пять лет не превысит 1 мЗв в год.

Ограничения эффективной дозы Е достаточны для гарантии того, что удастся избежать детерминированных эффектов во всех тканях и органах тела, за исключением хрусталиков глаз, которые вносят пре-небрежимо малый вклад в эффективную дозу, и кожи, которая может подвергнуться локализованному облучению. Для этих тканей рекомендованы отдельные пределы дозы:

- для хрусталика глаза – 150 мЗв и 15 мЗв;
- для кожи – 500 мЗв и 50 мЗв;
- для рук и ног – 500 мЗв.

Исходя из ПДД рассчитываются нормативы **предельно допустимого уровня годового поступления** в организм радионуклидов через органы дыхания и пищеварения, а также соответствующие им концентрации радионуклидов в атмосферном воздухе и воде (см. приложение, табл. 2.14). МКРЗ в 1990 году рекомендовала также изменить пределы годового поступления радионуклидов в случае внутреннего облучения. Нормативы основаны на полувековой эффективной дозе в 20 мЗв (категория А) и 1 мЗв (категория Б). Таким образом:

- **предел годового поступления (ПГП) любого радионуклида получают делением предела годовой эффективной дозы (0,02 Зв) на полувековую эффективную дозу Е(50), создаваемую при поступлении 1 Бк этого радионуклида.**

МКРЗ предполагает выпустить обновленные рекомендации в отношении концентрации радона в помещении. Поверхностное радиоактивное загрязнение различных объектов и тела человека также нормируется (см. приложение, табл. 2.15). В настоящее время Национальная комиссия по радиационной защите (НКРЗ) приняла решение об установлении допустимых уровней мощности дозы внешнего облучения внутри зданий. Мощность дозы внутри построенных и эксплуатируемых зданий не должна превышать мощности дозы на открытой местности более чем на 30 мкбэр/ч. Если невозможно уменьшить мощность дозы внешнего облучения до уровней менее 60 мкбэр/ч над гамма-фоном открытой местности, то необходимо решить вопрос о переселении жильцов и перепрофилировании здания.

На практике используются также *временно допустимые нормативы и контрольные уровни*. Например, для планирования чрезвычайных мер после аварии на ЧАЭС по рекомендации Минздрава ССР на период до декабря 1993 года были установлены временные нормативы, регламентировавшие дозовые нагрузки на организм человека. Были также рассчитаны *временные нормативы радиоактивного загрязнения* (ВНРЗ-90) кожи человека и поверхности различных объектов в населенных пунктах. Исходя из этих дозовых пределов, были разработаны *временные допустимые уровни* (ВДУ) концентрации радионуклидов в пищевых продуктах (см. приложение, табл. 2.16). В 1992 году в Беларуси были ужесточены требования по содержанию радионуклидов в некоторых продуктах питания (молоко, мясо и др.) и соответственно разработаны *республиканские допустимые уровни* (РДУ) содержания радионуклидов цезия и стронция в продуктах питания.

В Российской Федерации дозовые пределы в настоящее время регламентируются действующими с 1996 года нормами радиационной безопасности НРБ-96, основанными на соответствующих международных нормах, в частности, учитывающих последние рекомендации МКРЗ. Следует также заметить, что в 1998 году на Украине и в России принятые новые допустимые уровни содержания ^{137}Cs и ^{90}Sr в продуктах питания. Например, в России допустимые уровни по цезию в молоке составляют 50 Бк/л (в Беларуси, согласно РДУ-99, – 100 Бк/л), в мясе (говядине) – 169 Бк/кг (в Беларуси – 500 Бк/кг), в воде – 8 Бк/л (в Беларуси – 10 Бк/л), в детском питании – 40–70 Бк/л (в Беларуси – 37 Бк/л).

2.3.2. Основные правила работы с радиоактивными веществами

"Основные санитарные правила" определяют порядок размещения учреждений, лабораторий и участков, предназначенных для работ с применением радиоактивных веществ или источников излучения, устанавливают проектные значения мощности дозы в различных по назначению и использованию помещениях учреждения или лаборатории, в частности, указывают на необходимость организации санитарно-защитной зоны вокруг такого учреждения, предприятия или лаборатории. Они регламентируют порядок организации работ с радиоактивными веществами и источниками излучений, требуют приемки в эксплуатацию помещений специальной комиссией, на основании заключения которой о пригодности помещений и соответствии их проекту органы санитарно-эпидемиологической службы выдают учреждению паспорт, являющийся разрешением на работу с теми или иными радиоактивными веществами или источниками ионизирующих излучений. Нарушение "Основных санитарных правил" влечет дисциплинарную или административную ответственность, вплоть до уголовной.

Общие положения. Помещения и установки, предназначенные для работы с источниками ионизирующего излучения, до начала их эксплуатации должны быть приняты комиссией, которая составляет акт приемки. Хранение источников ионизирующего излучения и проведение работ с ними разрешается после оформления *санитарного паспорта*. Санитарный паспорт выдается учреждениям на срок не более трех лет. Работа с источниками ионизирующего излучения разрешается только в помещениях, указанных в санитарном паспорте. Учреждение освобождается от обязанности получать разрешение на работу с источниками ионизирующего излучения и радиационного контроля, если:

- *удельная активность радиоактивных веществ менее $2 \cdot 10^{-7}$ КИ/кг (α -источники), менее $2 \cdot 10^{-6}$ КИ/кг (β -источники), менее $1 \cdot 10^{-7}$ г-экв. Ra/кг (γ -источники);*
- *мощность эквивалентной дозы в любой точке, находящейся на расстоянии 0,1 м от закрытого источника, не превышает 0,1 мбэр/ч.*

Работа с закрытыми и открытыми источниками. Источник излучения – вещество (или установка), испускающее или способное испускать ионизирующее излучение. **Закрытый источник** – радиоактивный источник излучения, устройство которого исключает попадание радиоактивных веществ в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан. При работе с герметичными источниками не предъявляются какие-либо специальные требования к отделке помещений и оборудованию, необходимо лишь обеспечить защиту от ионизирующих излучений. Мощность эквивалентной дозы излучения от устройств, при работе которых возникает сопутствующее рентгеновское излучение, не должна превышать 0,1 мбэр/ч на расстоянии 0,1 м от поверхности, а от источников радиоизотопного излучения – 0,3 мбэр/ч на расстоянии 1 м и 10 мбэр/ч вплотную к поверхности. **Открытый источник** – радиоактивный источник излучения, при использовании которого возможно попадание содержащихся в нем радиоактивных веществ в окружающую среду. Работы, производимые с использованием радиоактивных веществ в открытом виде, являются более опасными, чем работы с закрытыми источниками излучения, из-за возможного попадания радиоактивных веществ в виде пыли, газа, пара и других веществ внутрь организма при вдыхании, заглатывании, а также через раны и кожу. В соответствии с этим должны быть предусмотрены мероприятия, снижающие суммарное внутреннее и внешнее облучение до значений, не превышающих предельно допустимые уровни. Поэтому все, что сказано о мерах безопасности при работе с закрытыми источниками, остается справедливым и для работы с открытыми радиоактивными веществами. Дополнительно предъявляется ряд повышенных требований к помещениям, оборудованию, его размещению и планировке, выбору и расположению рабочих помещений, их отделке, соблюдению мер личной гигиены и средствам индивидуальной защиты. На дверях помещения, где проводятся работы с открытыми источниками, следует вывешивать знак радиационной опасности с указанием класса работ (класс работы определяется по величине активности на рабочем месте). Комплекс мероприятий по радиационной безопасности при работе с открытыми источниками должен обеспечивать защиту людей от внутреннего и внешнего облучений, предотвращать загрязнение воздуха и поверхностей в помещениях, кожных покровов людей. Помещения (потолки, стены, пол) должны быть покрыты слабосорбирующими материалами, стойкими к моющим средствам. Оборудование и рабочая мебель должны иметь гладкую поверхность, простую конст-

рукцию и слабосорбирующие покрытия, облегчающие удаление радиоактивных загрязнений. Обязательным является наличие системы контроля за эффективностью работы системы очистки и уровнем ИИ.

Всюду, где имеется вероятность загрязнения кожных покровов радиоактивными веществами или попадания их в организм, персонал обязан пользоваться *индивидуальными средствами защиты*. Средства индивидуальной защиты должны быть выбраны так, чтобы защитить людей от α - и по возможности от β -излучения, а также от попадания радиоактивных веществ внутрь организма и на кожные покровы. К средствам индивидуальной защиты относятся:

- средства защиты тела персонала (халаты, комбинезоны, куртки и т. п.);
- средства защиты рук персонала (резиновые полотняные или полихлорвиниловые перчатки и т. п.);
- средства защиты ног персонала (тапочки, туфли, сапоги, и т. п.);
- средства защиты глаз персонала (защитные очки, щитки из оргстекла и т. п.);
- средства защиты органов дыхания (респираторы, противогазы, изолирующие приборы и т. п.).

Радиоактивное загрязнение спецодежды, средств индивидуальной защиты и кожных покровов персонала не должно превышать допустимые уровни. В помещениях, где возможно загрязнение воздуха радиоактивными газами и аэрозолями, необходимо применять специальные фильтрующие (или изолирующие) средства, например кислородные изолирующие приборы. При выходе из помещения, где проводятся работы с радиоактивными веществами, следует проверить чистоту спецодежды и вымыться под душем. В таких учреждениях должен осуществляться постоянный дозиметрический контроль (штатной службой радиационной безопасности), в помещениях должны быть установлены приборы радиационного контроля с автоматическими звуковыми и световыми сигнализаторами. Персонал обязан вести индивидуальный контроль за дозой внешнего излучения.

2.4. ПРОЕКТИРОВАНИЕ ЗАЩИТЫ ОТ ВНЕШНИХ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Воздействие на человека ионизирующей радиации может быть **внешним, внутренним** или **смешанным** (рис. 2.4). Например, при работах с радиоактивными веществами в заампулированном виде, т. е. когда конструкция источника исключает попадание радиоактивных веществ в окружающую среду, персонал может подвергнуться только внешнему облучению. В любом случае комплекс защитных мероприятий должен обеспечить снижение суммарной дозы от всех источников как внешнего, так и внутреннего облучения до уровня, не превышающего **предельно допустимой дозы**, или **предела дозы**, для соответствующей категории людей [8, 16, 25, 30, 32, 36, 43, 45, 49, 52, 54–57, 67, 69].

Защита от внешнего облучения осуществляется путем создания стационарных или передвижных защитных ограждений, которые снижают уровень облучения до регламентируемых пределов. Специальные меры защиты (защитные кожухи и т. п.) следует предусматривать только тогда, когда мощность дозы на расстоянии $R = 0,1$ м от источника превышает 10^{-3} мЗв/ч (0,1 мбэр/ч). При этом защита должна проектироваться с коэффициентом запаса, равным двум:

$$H'_{\text{пр}} = H_{\text{пдд}} / 2t \quad (2.60)$$

где $H'_{\text{пр}}$ — проектная мощность эквивалентной дозы за защитой, мЗв/ч; $H_{\text{пдд}}$ — предельно допустимая доза, равная 50 мЗв/год (5 бэр/год) для категории А (персонал) и 5 мЗв/год для категории Б; t — продолжительность работы персонала в помещении за защитой, часов в год. Чтобы лучше представить, сколь невелика доза в 50 мЗв (5 мбэр) в год, можно привести следующие сведения о дозах, вызывающих заболевания:

- незначительные обратимые изменения в организме возникают при однократном или кратковременном (в течение 3–4 сут) облучении всего организма дозой 50–70 бэр;

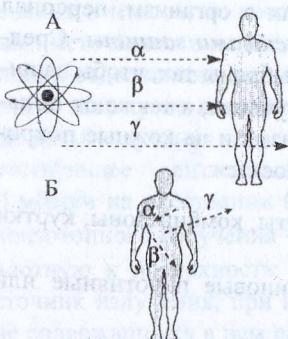


Рис. 2.4. Воздействие ионизирующего излучения

- при таких же условиях облучения дозой 100–150 бэр возможна легкая форма лучевой болезни.

Для того чтобы равномерно распределить дозовую нагрузку в течение года, используют значения предельно допустимых доз облучения за месяц, неделю и т. д. Например, допустимая недельная доза составляет 0,1 бэр (5 бэр / 50 недель). Очень часто необходимо знать допустимую мощность дозы облучения за более короткое время – за сутки, секунду и т. п. В этом случае допустимая мощность дозы $H'_{\text{дмд}}$, [мбэр/ч], при продолжительности облучения t часов в сутки может быть вычислена по формуле

$$H'_{\text{дмд}} = 100 / t, \text{ мбэр/ч}, \quad (2.61)$$

т. е. при $t = 36$ ч в неделю (6-часовой рабочий день) составит

$$H'_{\text{дмд}} = 100 / 36 = 2,8 \text{ мбэр/ч} = 0,8 \text{ мкбэр/с.}$$

При проектировании защиты принимается (см. приложение, табл. 2.17):

- $H'_{\text{дмд}} = 2,9 \text{ мбэр/ч}$, если время работы менее 18 ч в неделю;
- $H'_{\text{дмд}} = 1,4 \text{ мбэр/ч}$, если время пребывания в помещении равно продолжительности рабочего дня (обычно 36 ч в неделю).

Пример 2.6. Контрольно-измерительный блок с источником (^{137}Cs , $E_{\gamma} = 0,662 \text{ МэВ}$) активностью $2 \cdot 10^{11} \text{ Бк}$ расположен в железном бункере с толщиной стенки 2 см. Operator находится на расстоянии 3 м от источника. Определить толщину защитной стенки из железа, обеспечивающей безопасную работу оператора, работающего с установкой не более половины рабочего дня.

Решение. В соответствии с формулой (2.60) и данными табл. 2.17 определяем проектную мощность эквивалентной дозы в час (для персонала категории А): $H'_{\text{пр}} = 2,9 \text{ мбэр/ч}$. Мощность экспозиционной дозы от источника на расстоянии $R = 3$ м равна (формула (2.18)):

$$X' = \frac{A \cdot \Gamma}{R^2} = \frac{2 \cdot 10^{11} \cdot 2,7 \cdot 10^{-11} \cdot 10^3 \cdot 3,24}{9 \cdot 10^4} = 0,19, \text{ Р/ч.}$$

Мощность эквивалентной дозы:

$$H' = 0,96 \cdot 10^3 \cdot X' \cdot K = 0,96 \cdot 10^3 \cdot 0,19 \cdot 1 = 182 \text{ мбэр/ч.}$$

Таким образом, **кратность ослабления** $K = H'/H'_{\text{пр}} = 182/2,9 = 63$. По табл. 2.22 (приложение) определяем необходимую толщину защиты для ^{137}Cs : $d = 10,4 - 2 = 8,4 \approx 9$ см.

В настоящее время практически единственным способом предупреждения лучевого поражения от внешнего излучения являются меры инженерной защиты, использующей следующую закономерность распределения ионизирующих излучений:

- доза излучения в данной точке прямо зависит от мощности излучаемого источника, прямо пропорциональна времени облучения и обратно пропорциональна квадрату расстояния от него (см. формулы (2.18) – (2.19)).

В общем случае для мощности экспозиционной дозы можно записать:

$$X' = \frac{A \cdot \Gamma}{R^2} \cdot \exp(-\mu_{\text{эфф}} R), \quad (2.62)$$

где $\mu_{\text{эфф}}$ – эффективный коэффициент ослабления γ -излучения. Из выражения (2.62) видно, что уменьшение мощности экспозиционной дозы может быть достигнуто за счет:

- снижения активности источника (**защита количеством**);
- увеличения расстояния от источника (**защита расстоянием**);
- ограничения времени облучения (**защита временем**);
- увеличения $\mu_{\text{эфф}}$ (**использование источников с меньшей энергией**);
- применения защитных экранов.

Наиболее эффективными принципами физической защиты от радиации являются: защита расстоянием и защита временем (рис. 2.5 – 2.6). Исходя из этого принципа, при работе с делящимся материалом (источником ИИ) широко используют дистанционные манипуляторы, позволяющие оператору находиться на безопасном расстоянии от излучателя (рис. 2.6).

Еще один физический принцип защиты – защита экранированием. Использование защитных экранов дает возможность человеку находиться вблизи источника радиации, оставаясь в безопасности.

Зашитой называют любую среду (материал), располагаемую между источником и зоной размещения персонала для ослабления потоков ионизирующих излучений.

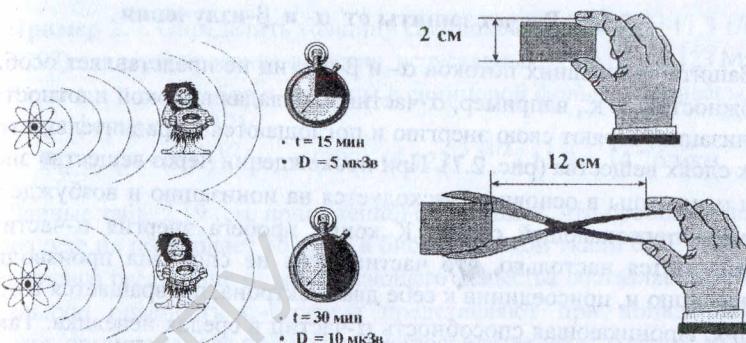


Рис. 2.5. Защита временем

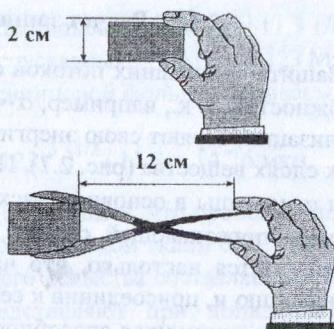


Рис. 2.6. Защита расстоянием

Под **защитными свойствами материалов** понимают их замедляющую и поглощающую способность, способность к активации под действием ионизирующего излучения. Основным показателем защитных свойств материала по отношению к гамма-излучению служит линейный коэффициент ослабления плотности потока гамма-излучения μ :

- чем выше плотность материала, тем больше μ , тем более высокими защитными свойствами обладает материал.

По ядерному составу и, следовательно, по общности процессов взаимодействия излучений с материалом, а также своему основному назначению материалы защиты (см. приложение, табл. 2.18) подразделяются на три группы: **легкие**; со средним значением атомного номера; **тяжелые**. В первых двух группах выделяют две подгруппы материалов: **содержащие водород** и **не содержащие водород**.

Основное назначение материалов первой группы – ослабление плотности потока нейтронов, главным образом, промежуточных энергий. Нейтроны замедляются в таких материалах в результате упругих рассеяний на ядрах водорода (первая подгруппа) и на ядрах других легких элементов (вторая подгруппа). Материалы третьей группы предназначены для защиты от гамма-излучения и быстрых нейтронов. Последние замедляются в результате неупругих рассеяний. Материалы второй группы предназначены для защиты от обоих видов излучения. Защитные свойства этих материалов улучшаются в результате введения в них тяжелого компонента (железа, бария и т. п.).

2.4.1. Расчет защиты от α - и β -излучения

Защита от внешних потоков α - и β -частиц не представляет особых сложностей, т. к., например, α -частицы, обладая высокой плотностью ионизации, теряют свою энергию и поглощаются в сравнительно тонких слоях вещества (рис. 2.7). При прохождении через вещество энергия α -частицы в основном расходуется на ионизацию и возбуждение атомов поглощающей среды. К концу пробега энергия α -частицы уменьшается настолько, что частица уже не способна производить ионизацию и, присоединив к себе два электрона, превращается в атом гелия. Проникающая способность α -частиц в средах невелика. Так, в воздухе пробег α -частиц с $E_\alpha = 5,5$ МэВ примерно равен 4 см (см. приложение, табл. 2.19). Однако при $E_\alpha = 7,5$ МэВ пробег α -частиц в биологической ткани может превысить толщину эпидермиса кожи (70 мкм) и достичь чувствительных клеток базального слоя. Таким образом, для защиты от внешних потоков α -частиц достаточно тонкого защитного экрана (тонкой фольги, листа бумаги, хирургических перчаток и т. д.). В результате полученных экспериментальных данных установлен ряд эмпирических соотношений между пробегом α -частиц и их энергией (см. формулы (1.11) и (1.12)).

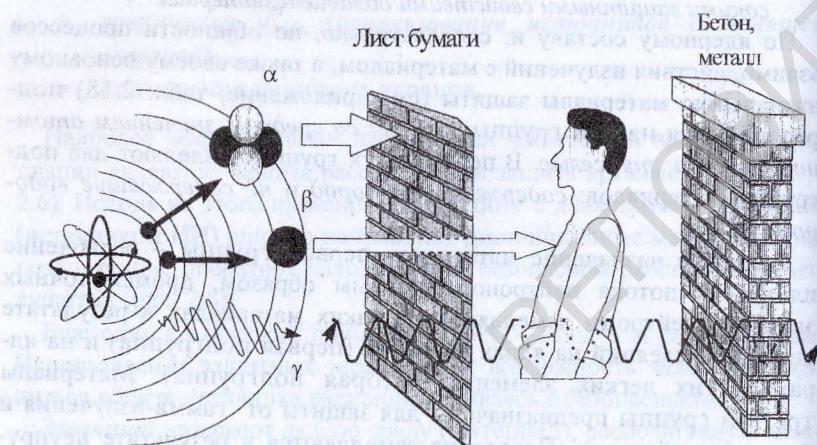


Рис. 2.7. Проникающая способность α -, β -, γ -излучений

Пример 2.7. Определить толщину свинцовой фольги ($\rho = 11,3 \text{ г}/\text{cm}^3$, $A = 207$) для экранирования α -частиц, испускаемых ^{240}Pu ($E = 5,123 \text{ МэВ}$).

Решение. Пробег α -частицы в свинцовой фольге оцениваем, используя формулу (1.12):

$$R_\alpha \cong (A \cdot (E))^{1/2} / \rho = (207 \cdot (5,123)^3)^{1/2} / 11,3 = 14,76 \text{ мкм.}$$

Данные табл. 2.19 (см. приложение) показывают, что пробег α -частиц в воздухе не превышает 10 см, а в биологической ткани 0,012 см, т. е. безопасное расстояние от α -излучающего вещества составляет 9–10 см. Реальную опасность α -частицы представляют при попадании их внутрь организма, где происходит непосредственный контакт излучения с биологической тканью. Защита от внутреннего облучения α -радионуклидами сводится к предотвращению загрязнения тела и личной одежды работающего и поступления радиоактивных веществ внутрь организма.

Процесс прохождения β -частиц через вещество – более сложный, чем процесс прохождения α -частиц. Проблемы

защиты собственно от электронов, позитронов и β -частиц, так же как и в случае с α -частицами, не существует в связи с их небольшими пробегами в среде (см. приложение, табл. 2.19). Главная задача здесь состоит в защите от вторичного тормозного излучения, которое может значительно увеличить дозу облучения.

Интенсивность вторичного тормозного излучения зависит от материала защиты и от энергии β -частиц. При этом чем больше атомный номер вещества экрана Z , тем больше интенсивность тормозного излучения, следовательно, для экрана необходимо выбирать вещество с малым атомным номером Z (рис. 2.8). Наиболее подходящим для этой цели является оргстекло, различные пластические массы, алюминий, а при малой энергии β -частиц применяют железо и медь. Следует учесть, что тормозное излучение наблюдается и в легких материалах в случае высокой энергии β -частиц, и поэтому для поглощения

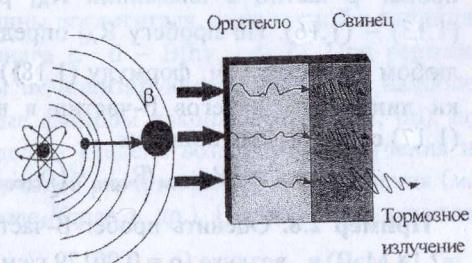


Рис. 2.8. Оптимальное экранирование β -излучения

тормозного излучения применяется дополнительная защита из тяжелых материалов.

Для оценки внешнего β -излучения в организме человека рассматривают три критических органа: **кожу, мышечную ткань, хрусталик глаза**. Оценки степени проникновения электронов различной энергии привели к заключению – β -частицы с энергией менее 0,1 МэВ поглощаются преимущественно в покровных тканях, и поэтому их воздействие на критические органы можно не учитывать. Облучение в интервале энергий 0,1–2,0 МэВ опасно для кожи, а при более высокой ($>2,0$ МэВ) энергии – для хрусталика глаза. Заметим, что для защиты глаз от высокоэнергетичных электронов используют прозрачные щитки или очки из обычного стекла. На практике чаще всего толщина защитного экрана берется равной максимальному пробегу β -частиц (R_{\max}). Для определения максимального пробега β -частиц в веществе в зависимости от их энергии предложены различные эмпирические формулы. Максимальный пробег β -частиц в алюминии R_{Al} рассчитывается по формулам (1.5) – (1.8). По пробегу R_{Al} определяют массовый пробег R_x в любом веществе (см. формулу (1.10)). Для приблизительной оценки линейных пробегов β -частиц в воздухе используют формулу (1.9) с учетом соотношения

$$R_{\text{среды}}/R_{\text{возд}} = (\rho_{\text{среды}}/\rho_{\text{возд}})^{-1} \quad (2.63)$$

Пример 2.8. Оценить пробег β -частиц, испускаемых $^{90}\text{Y}_{39}$ ($E_\beta = 2,18$ МэВ) в воздухе ($\rho = 0,00129$ г/см³) и биологической ткани.

Решение. Пробег β -частиц в воздухе оцениваем, используя формулу (1.8):

$$R_{\text{возд}} = 450 \cdot E_\beta = 450 \cdot 2,18 = 981 \text{ см.}$$

Из соотношения (2.63) следует:

$$R_{\text{тк}} = R_{\text{возд}} \cdot \rho_{\text{возд}} / \rho_{\text{тк}}; \quad R_{\text{тк}} = 1,27 \text{ см.}$$

2.4.2. Расчет защиты от γ -излучения

Следует заметить, что даже в случае точечного моноэнергетического источника расчет защиты от γ -излучения является сложной задачей, требующей учета различных параметров: *спектрального состава излучения, мощности источника излучения, а также расстояния, на котором находится обслуживающий персонал, времени пребывания*

его в сфере воздействия излучения и т. п. В общем виде ослабление интенсивности γ -излучений в условиях широкого пучка может быть представлено следующим образом (см. также формулу (1.13)):

$$I(x) = I_0 \cdot \exp(-\mu \cdot d) + I_{\text{рас}}, \quad (2.64)$$

где $I_{\text{рас}}$ – интенсивность рассеянного излучения в точке наблюдения (за защитным слоем толщиной d , рис. 1.24). Величина $I_{\text{рас}}$ зависит от многих факторов: *спектрального состава излучения, его углового распределения, толщины и свойств поглотителя и т. п.*, которые достаточно трудно учесть при расчетах толщины защиты. На практике долю рассеянного излучения в широком пучке обычно учитывают с помощью **энергетического фактора накопления B_1** :

$$I(x) = I_0 \cdot \exp(-\mu \cdot d) \cdot B_1. \quad (2.65)$$

Аналогично для ослабления дозы получаем:

$$X = X_0 \cdot \exp(-\mu \cdot d) \cdot B, \quad (2.66)$$

где B – **фактор накопления дозы** (дозовый фактор накопления). Факторы накопления зависят от начальной энергии γ -квантов E_γ , от атомного номера (Z) и толщины поглотителя, выражаемой в единицах пробега для данного материала $\mu \cdot d = B(hv, \mu d, Z)$. При решении практических задач защиты от ионизирующего излучения наиболее удобно использовать дозовые факторы накопления $B(hv, z, \mu d)$, поскольку именно доза определяет степень воздействия излучения на человека. Существует ряд методов расчета факторов накопления (*метод моментов, метод Монте-Карло и др.*). Необходимо учитывать следующее:

- численные значения факторов накопления могут быть получены из решения интегро-дифференциального уравнения переноса для **точечного изотропного и плоского мононаправленного источников для бесконечной гомогенной среды** при различных параметрах $hv, \mu d, Z$.

На практике возможны три случая расположения "источник – детектор":

- источник и детектор помещаются в **бесконечной** поглощающей и рассеивающей среде (фактор накопления B_∞ , рис. 2.9, а);
- источник (детектор) помещается в бесконечной поглощающей и рассеивающей среде, а детектор (источник) – вне ее, **полубесконечная геометрия** (фактор накопления $B_{1/2\infty}$, рис. 2.9, б, в);

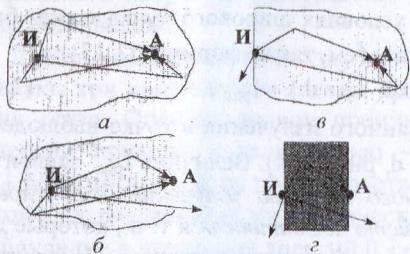


Рис. 2.9. Геометрия защиты

расчете защиты в условиях барьерной геометрии удобно пользоваться поправочным коэффициентом $\delta(hv, Z)$:

$$\delta(hv, Z) = B_\delta(hv, Z, \mu d) / B_\infty(hv, Z, \mu d), \quad (2.67)$$

который зависит от толщины защиты. Тогда уравнение (2.66) для барьерной геометрии будет выражаться формулой

$$X = X_0 \cdot \delta(hv, Z) \cdot B_\infty(hv, \mu d, Z) \cdot \exp(-\mu \cdot d). \quad (2.68)$$

Чаще всего поправками на барьерную геометрию пренебрегают и пользуются наиболее простым методом расчета, представляя фактор накопления в виде

$$B(hv, \mu d, Z) = A_1 \cdot \exp(-\alpha_1 \cdot \mu \cdot d) + A_2 \cdot \exp(-\alpha_2 \cdot \mu \cdot d), \quad (2.69)$$

где $A_1, A_2 = (1 - A_1)$, α_1, α_2 – величины, зависящие от начальной энергии γ -квантов и атомного номера поглотителя Z (см. приложение, табл. 2.26); μ – линейный коэффициент ослабления γ -излучения в узком пучке.

Пример 2.9. Рассчитать, во сколько раз увеличится экспозиционная доза за счет рассеянного излучения при прохождении γ -квантов от точечного изотропного источника с энергией 1 МэВ, если источник расположен в слое воды и вне его. Толщина водного экрана составляет 28,5 см.

Решение. Из табл. 2.21 (см. приложение) находим для воды

$$\mu = 0,07 \text{ см}^{-1} (\text{hv} = 1 \text{ МэВ}); \quad \mu d = 0,07 \cdot 28,5 = 2.$$

Используя табл. 2.26 (см. приложение), определяем:

$$A_1 = 11,0; \quad \alpha_1 = -0,104; \quad \alpha_2 = 0,03.$$

- источник и детектор разделены защитной поглощающей и рассеивающей средой, **барьерная геометрия** (фактор накопления B_δ , рис. 2.9, c).

Численные значения B_∞ , $B_{1/2\infty}$, B_δ вычислены для различных веществ и представлены в виде таблиц [16, 36, 69, 30]. При

расчете защиты в условиях барьерной геометрии удобно пользоваться

$$\delta(hv, Z) = B_\delta(hv, Z, \mu d) / B_\infty(hv, Z, \mu d), \quad (2.67)$$

Откуда $B_\infty = 11 \cdot \exp(0,104 \cdot 2) + (1 - 11) \cdot \exp(-0,03 \cdot 2) = 4,0$.

- Следовательно, в бесконечной среде в слое воды толщиной 28,5 см за счет рассеянного излучения экспозиционная доза увеличивается в 4 раза.

Если работа с источником проводится без защитного экрана, то $d = 0$ и $B = 1$, а для расчета X чаще всего используют формулу (2.19).

Защита временем. Из формул (2.18) – (2.19) видно, что при уменьшении времени облучения t экспозиционная (эквивалентная) доза уменьшается.

Пример 2.10. Рассчитать безопасное время работы на расстоянии 0,5 м от источника ^{137}Cs ($\Gamma = (3,24 \text{ Р} \cdot \text{см}^2) / (\text{ч} \cdot \text{мКи})$) активностью 10 мКи.

Решение. Исходя из допустимой дозы $X_{dd} = 5$ бэр в год и используя формулы (2.19), получаем **допустимое время работы**:

$$t_{dd} = \frac{X_{dd} \cdot R^2}{A \cdot \Gamma} = \frac{5 \cdot 50^2}{10 \cdot 3,24} = 385 \text{ ч}. \quad (2.70)$$

Защита расстоянием. Требуется определить расстояние, на котором можно безопасно работать определенное время.

Пример 2.11. Рассчитать безопасное расстояние работы с источником ^{60}Co ($\Gamma = 13,85 (\text{Р} \cdot \text{см}^2) / (\text{ч} \cdot \text{мКи})$) активностью 10 мКи. Работа ведется в течение года (50 рабочих недель, 36 рабочих часов в неделю).

Решение. Принимая допустимую дозу X_{dd} равной 5 бэр в год, из формулы (2.19) находим **допустимое расстояние** от точечного источника γ -излучения:

$$R = \sqrt{\frac{A \cdot \Gamma \cdot t}{X_{dd}}} = \sqrt{\frac{10 \cdot 13,85 \cdot 50 \cdot 36}{5}} = 215 \text{ см}. \quad (2.71)$$

Защита количеством радионуклида. Требуется рассчитать количество радиоактивного изотопа, с которым можно безопасно работать в течение определенного времени.

Пример 2.12. Рассчитать количество радиоизотопа ^{226}Ra (гамма-постоянная $\Gamma = 9,03 (\text{Р} \cdot \text{см}^2) / (\text{ч} \cdot \text{мКи})$), обеспечивающего безопасную работу с ним в течение года на расстоянии 0,5 м.

Решение. Принимая допустимую дозу X_{dd} равной 5 бэр в год, из формулы (2.19) находим

$$A = \frac{X_{dd} \cdot R^2}{\Gamma \cdot t} = \frac{5 \cdot 50^2}{9,03 \cdot 50 \cdot 36} = 0,77 \text{ мКи}. \quad (2.72)$$

Защита временем, защита количеством радионуклида и защита расстоянием не всегда позволяют снизить дозу до предельно допустимого уровня. Поэтому для защиты персонала используют специальные **защитные экраны**. Расчет защиты от внешнего γ -излучения с помощью экрана сводится к расчету толщины стен, экранов, ослабляющих излучение до допустимого уровня, и проводится в три этапа:

- определяют дозу X или мощность дозы X' , создаваемую источником на рабочем месте;
- находят требуемую **кратность ослабления** излучения: $K = X' / X'_{\text{дмд}}$ (где $X'_{\text{дмд}}$ – допустимая мощность дозы);
- используя универсальные таблицы, номограммы и т. п., находят толщину защиты (бетон, свинец, железо и т. п.) в зависимости от энергии гамма-квантов и кратности ослабления.

Расчет защиты по слоям половинного ослабления. Для приближенного быстрого определения толщины защиты от γ -излучающих источников конкретных радионуклидов можно использовать значение **слоя половинного ослабления** $\Delta_{1/2}$ (рис. 2.10):

$$\Delta_{1/2} = \ln 2 / \mu = 0,693 / \mu. \quad (2.73)$$

Имеем $K = 2^n$, $n = \ln(K) / \ln 2$, где n – требуемое число слоев половинного ослабления. Отсюда

$$d = n \cdot \Delta_{1/2} = n \cdot \ln 2 / \mu = \ln(K) / \mu. \quad (2.74)$$

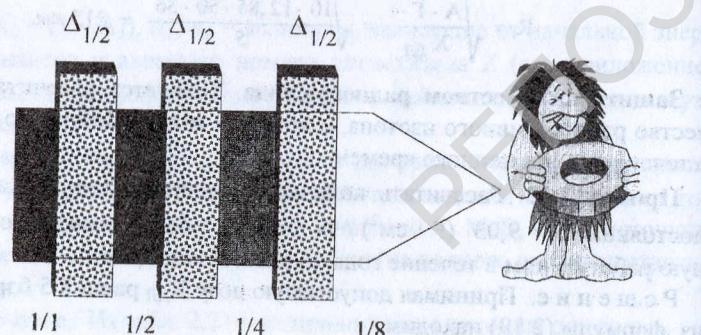


Рис. 2.10. Слой половинного ослабления

Допустим, что измеренная мощность дозы равна X' . Требуется рассчитать толщину защиты d для достижения кратности ослабления K . Так как слой половинного ослабления $\Delta_{1/2}$ зависит от энергии излучения, а в широком пучке изменяется с толщиной защиты (см. приложение, табл. 2.20), точный расчет толщины d невозможен. При отсутствии экспериментальных данных слой половинного ослабления можно определить, пользуясь универсальными таблицами (см. приложение, табл. 2.22 – 2.25), которые составлены для различных материалов и учитывают многократные рассеяния в защите.

Пример 2.13. Мощность экспозиционной дозы без защиты на рабочем месте равна $X' = 280$ мР/ч. Найти толщину защиты из железа ($\mu = 0,57$, см. приложение, табл. 2.21), если источником является ^{137}Cs ($E_\gamma = 0,661$ МэВ), а время работы 25 ч в неделю.

Решение. В соответствии с формулой (2.61) предельно допустимая мощность экспозиционной дозы

$$X_{\text{дмд}} = 100/t = 100/25 = 4 \text{ мР/ч.}$$

Кратность ослабления мощности дозы:

$$K = X'/X'_{\text{дмд}} = 280/4 = 70.$$

Используя формулу (2.74), находим

$$d = \ln(K) / \mu = \ln(70) / 0,57 = 7,5 \text{ см.}$$

Полученное значение толщины защиты в 1,5 раза меньше, чем те, которые приводятся в справочниках (см. приложение, табл. 2.22), т. к. в формуле (2.74) не учтен вклад рассеянного излучения.

Пример 2.14. Рассчитать толщину бетонной стенки в лаборатории γ -дефектоскопии, запирающей пульт управления и находящейся на расстоянии 5 м от источника Co^{60} активностью 40 г-экв Ra ($X_{\text{нпп}} = 5$ бэр, облучение равномерное в течение 50 недель).

Решение. Используя формулу (2.18), находим мощность дозы:

$$X' = M \cdot 8,4/R^2 = 40 \cdot 10^3 \cdot 8,4/5^2 \cdot 10^4 \approx 1,4 \text{ Р/ч.}$$

Определяем кратность ослабления K :

$$K = X'/X'_{\text{дмд}} = 1,4 / 1,4 \cdot 10^{-3} = 1000$$

($X'_{\text{дмд}}$ принимаем равной 1,4 мбэр/ч (см. приложение, табл. 2.17)).

По табл. 2.24 (см. приложение) находим толщину стены из бетона ($\text{Энергия } \gamma\text{-квантов } \text{Co}^{60}$ принимается равной 1,25 МэВ):

$$d = 76,1 \text{ см.}$$

В случае немоноэнергетического источника γ -излучения расчет толщины защитного экрана усложняется и может быть проведен различными методами, например **методом конкурирующих линий** [16, 36, 69]:

- из сложного γ -спектра выделяют несколько энергетических интервалов с определенными значениями энергии γ -квантов и соответствующим процентным содержанием по γ -излучению. Линии γ -квантов с малой энергией и небольшим процентным вкладом в общее γ -излучение не учитывают;
- для определенных значений энергии γ -квантов E_1, E_2, \dots, E_n , зная их процентное содержание n_1, n_2, \dots, n_n , находят соответствующие кратности ослабления K_1, K_2, \dots, K_n :

$$K_1 = K \cdot n_1, \quad (2.75)$$

где K – требуемый коэффициент ослабления;

- по универсальным таблицам (см. приложение, табл. 2.22 – 2.25) для каждой энергии E_1 и кратности ослабления K_1 находят толщины защиты d_1, d_2, \dots, d_n ;
- наибольшая толщина защиты, например d_1 , будет соответствовать **главной линии спектра** ($d_\Gamma = d_1$). Линия спектра, соответствующая следующей по величине толщине защиты после $d_1 = d_\Gamma$, например d_2 , называется **конкурирующей линией спектра** ($d_K = d_2$).

Толщину защиты выбирают следующим образом:

- если $d_\Gamma - d_K < \delta_{1/2}$, то $d = d_K + \delta_{1/2}$;
- если $d_\Gamma - d_K > \delta_{1/2}$, то $d = d_\Gamma$;
- если $d_\Gamma - d_K = 0$, то $d = d_\Gamma + \delta_{1/2}$,

где $\delta_{1/2}$ – "слой половинного ослабления". Значение $\delta_{1/2}$ определяется как разница величин толщин защиты между двумя кратностями ослабления, отличающимся в два раза, например: $K = 10$ и 20 , $K = 50$ и 100 и т. д. В связи с тем, что $\delta_{1/2}$ зависит не только от энергии, но и от кратности ослабления (следовательно, от толщины защиты), его определяют в области данных значений толщины защиты d_Γ или d_K (для энергии, которая дает наибольшее значение $\delta_{1/2}$).

Пример 2.15. Рассчитать толщину бетонной защиты герметичной камеры, предназначеннной для хранения радиоактивных источников с суммарным гамма-эквивалентом 85 г-экв Ra. Расстояние от камеры до рабочего места оператора равно 5 м. Время работы 36 ч в неделю. Для решения принять следующий спектральный состав γ -излучения по дозе:

$$\begin{aligned} E_1 &= 2,25 \text{ МэВ } (n_1 = 1,5\%); & E_2 &= 1,56 \text{ МэВ } (n_2 = 20\%); \\ E_3 &= 0,76 \text{ МэВ } (n_3 = 64,7\%); & E_4 &= 0,5 \text{ МэВ } (n_4 = 7,9\%); \\ E_5 &= 0,17 \text{ МэВ } (n_5 = 5,9\%). \end{aligned}$$

Решение. Находим мощность дозы (формула (2.19)):

$$X' = M \cdot 8,4/R^2 = 85 \cdot 10^3 \cdot 8,4/5^2 \cdot 10^4 \approx 2,8 \text{ Р/ч.}$$

Кратность ослабления K : $K = X'/X'_{ДМД} = 2,8 \cdot 10^3 / 2,8 = 1000$

($X'_{ДМД}$ принимается равной 2,8 мбэр/ч (см. приложение, табл. 2.17)).

Определяем кратность ослабления для линий E_1, E_2, E_3 (линии E_4 и E_5 с малыми энергиями и небольшими дозовыми вкладами не учитываем):

$$E_1 = 2,25 \text{ МэВ: } K_1 = K \cdot n_1 = 1000 \cdot 1,5 \cdot 10^{-2} = 15, \quad d_1 = 44 \text{ см;}$$

$$E_2 = 1,56 \text{ МэВ: } K_2 = K \cdot n_2 = 1000 \cdot 20 \cdot 10^{-2} = 200, \quad d_1 = 65 \text{ см;}$$

$$E_3 = 0,76 \text{ МэВ: } K_3 = K \cdot n_3 = 1000 \cdot 64,7 \cdot 10^{-2} = 647, \quad d_1 = 60 \text{ см.}$$

"Слой половинного ослабления", $\delta_{1/2}$:

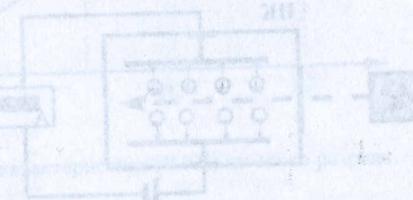
- для главной линии $E_2 - \delta_\Gamma = 9,5 \text{ см}$;

- для конкурирующей линии $E_3 - \delta_K = 5,2 \text{ см}$.

Определяем $d_\Gamma - d_K = 65 - 60 = 5 \text{ см}$ и выбираем толщину защиты, используя формулы (2.76):

- в нашем случае $d_\Gamma - d_K < \delta_{1/2}$, т. е. $d = d_K + \delta_{1/2}$.

Следовательно, толщина защиты из бетона $d = 85 \text{ см}$.



2.5. МЕТОДЫ ОБНАРУЖЕНИЯ И РЕГИСТРАЦИИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Все ионизирующие излучения прямо или косвенно взаимодействуют с той средой, в которую они проникают [1, 16, 25, 31, 36, 46, 69], вызывая ее изменения. В большинстве случаев наши органы чувств не обнаруживают последствий такого взаимодействия. Для регистрации изменений параметров среды (физических, химических и т. п.) под воздействием ионизирующего излучения используют **детектор**:

- чувствительный элемент измерительного комплекса, предназначенный для преобразования энергии ионизирующего излучения в другой вид энергии, удобной для регистрации и измерений.

В зависимости от используемого вещества различают **твердотельные, жидкостные, газовые** детекторы. По форме выдаваемой информации детекторы делятся на **аналоговые и дискретные**. Детекторы характеризуются различными параметрами, среди которых наиболее употребительными являются следующие:

- **эффективность счетчика** – отношение числа зарегистрированных импульсов к числу частиц, прошедших через детектор;
- **временное разрешение** – способность детектора регистрировать события, разделенные некоторым минимальным промежутком времени, которое называется временем разрешения;
- **время запаздывания** – промежуток времени от появления частицы в детекторе до появления импульса на его выходе;
- **диапазон измеряемых энергий** – область энергий детектируемых излучений, в которой сохраняются свойства детектора.

Методы регистрации можно классифицировать в зависимости от того, какой именно эффект взаимодействия используется: ионизационные, люминесцентные, химические, калориметрические и т. п.

Ионизационные детекторы. Ионизационный метод измерения базируется на главном свойстве ионизирующего излучения – способности производить ионизацию вещества. К основным ионизационным детекторам относятся: **ионизационные камеры** (ИК) (рис. 2.11), **газоразряд**

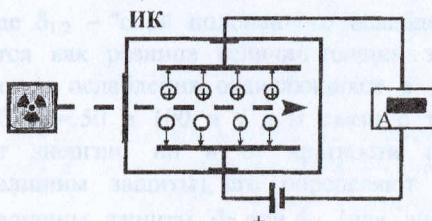


Рис. 2.11. Ионизационная камера

ные счетчики (пропорциональные, счетчики Гейгера – Мюллера). При прохождении излучения через вещество в нем образуются положительные ионы и свободные электроны. Например, одна а-частица в воздухе (потенциал ионизации ≈ 34 эВ) образует около 10^5 пар ионов. Соответственно заряд равен $\approx 10^{-14}$ Кл. Если приложить напряжение к границам сред, то появится электрический ток. Сила ионизационного тока I существенно зависит от напряжения U на электродах. На рис. 2.12 изображена зависимость $I = f(U)$, в которой выделяется ряд специфических областей.

I – область выполнения закона Ома для ионизированного газа. Постепенное увеличение напряжения U приводит к увеличению скорости движения ионов, к уменьшению рекомбинации. Ток I в цепи растет.

II – область ионизационной камеры. Величина ионизационного тока не зависит от напряжения на электродах детектора (область насыщения). Все ионы достигают электродов. В режиме тока насыщения работают ионизационные камеры. Эффективность ИК составляет от долей процента (γ -кванты, быстрые нейтроны) до нескольких десятков процентов (тяжелые заряженные частицы, медленные нейтроны). Время запаздывания 1 мкс. Диапазон измеряемых энергий: для β -частиц – от 0,01 до 10 МэВ; тяжелые частицы – от 0,1 до 10 МэВ.

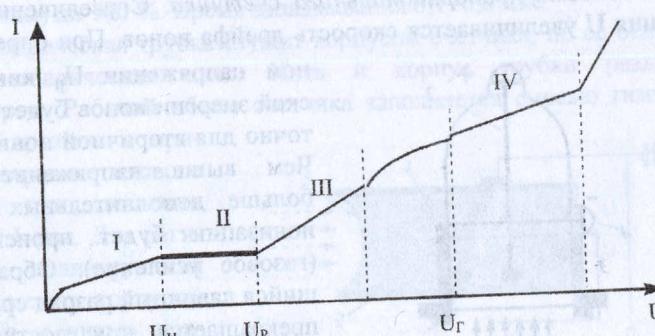


Рис. 2.12. Вольтамперная характеристика (ВАХ) газового разряда

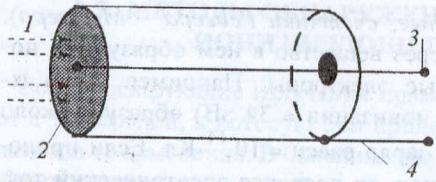


Рис. 2.13. Цилиндрическая ионизационная камера:
1 – ИИ; 2 – окно; 3 – электрод (+); 4 – корпус (-)

оси которого натянута укрепленная на изоляторах тонкая нить – анод. Излучение проникает через специальные окна. ИК, предназначенные для измерения α - и β -излучений, имеют входное окно, закрытое тонкой пленкой слюды или алюминиевой фольги. ИК для γ -излучения бывают двух типов: *нормальные* и *стеночные*. В качестве нормальных камер применяют плоские открытые цилиндрические ИК, корпусом которых служит редкая металлическая сетка. В стеночных ИК ионизацию газа-наполнителя вызывают электроны, возникающие в стенках камеры. Преимущество ИК заключается в том, что с их помощью можно измерять очень большие активности без погрешностей, связанных с разрешающим временем. Главный недостаток – необходимость усиления слабых ионизирующих токов.

III – область пропорционального счетчика. С увеличением напряжения U увеличивается скорость дрейфа ионов. При определенном напряжении U_p кинетической энергии ионов будет достаточно для вторичной ионизации.

Чем выше напряжение, тем больше дополнительных актов ионизации будет происходить (газовое усиление). Образовавшийся лавинный разряд сразу же прекращается при достижении ионами электродов детектора. Ток зависит от напряжения и пропорционален ионизационному эффекту регистрируемой частицы. Ионизационные детекто-

ры, в которых используется принцип газового усиления, называют *пропорциональными счетчиками* (ПС). Наличие эффекта газового усиления резко увеличивает чувствительность пропорционального счетчика по сравнению с ионизационной камерой и позволяет регистрировать отдельные частицы. Эффективность ПС выше, чем у ИК, и составляет от долей до 100 %. Время запаздывания для ПС 0,1–0,2 мкс.

По конструкции счетчики делят на *цилиндрические* и *торцевые* (рис. 2.14). По назначению различают счетчики для α -, β -частиц, γ -излучения, нейтронов. Торцевой счетчик имеет окно из слюды толщиной 0,01 мм, через которое могут проходить "мягкие" α -, β -частицы. Анод счетчика – вольфрамовая нить, один конец которой закреплен, а на втором напаян стеклянный шарик для предотвращения искажения электростатического поля. Для измерения γ -излучения применяют также счетчик в виде стеклянной трубы, внутренняя поверхность которой покрыта тонким проводящим слоем (медь, графит), являющимся катодом. В пропорциональных счетчиках чаще всего используют метан, смесь метана и аргона.

IV – область Гейгера. При дальнейшем увеличении напряжения возникает самостоятельный газовый разряд. В этой области работают счетчики Гейгера – Мюллера (рис. 2.15). Величина тока не зависит от первичной ионизации, поэтому с помощью счетчика Гейгера – Мюллера можно определить как число ионизирующих частиц, так и их вид и энергию. Эффективность счетчика Гейгера – Мюллера от 2 % (α -частицы) до 100 %. Время запаздывания 0,1–0,6 мкс.

Цилиндрическая трубка служит корпусом счетчика, по ее оси натянута металлическая нить. Нить и корпус трубы разделены изолятором. Рабочий объем счетчика заполняется смесью газов, например аргоном с примесью паров метилового спирта, при давлении около 0,1 атм. Для регистрации ионизирующих частиц между корпусом счетчика и нитью прикладывается высокое постоянное напряжение, нить является анодом. В процессе развития самостоятельного разряда

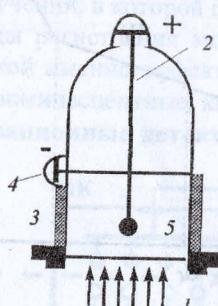


Рис. 2.14. Торцевой пропорциональный счетчик:
1 – ИИ; 2, 4 – анод и катод; 3 – металлический цилиндр; 5 – шарик

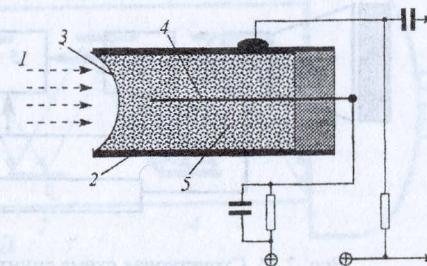


Рис. 2.15. Счетчик Гейгера – Мюллера:
1 – ИИ; 2 – катод; 3 – окно; 4 – анод; 5 – газ

счетчик нечувствителен к новым частицам, и для его возврата в рабочее состояние разряд необходимо погасить. По способу гашения самостоятельный разряд счетчики Гейгера – Мюллера делятся на *самогасящиеся* и *несамогасящиеся*. В первом случае применяется радиотехнический метод прерывания газового разряда введением в цепь счетчика высокоменного сопротивления (рис. 2.15). Во втором случае гашение разряда достигается за счет подбора состава газа-наполнителя: инертного газа (аргон, неон) и многоатомного газа (10 % паров спирта, этилена) или добавки из галогенов (хлор, бром, йод). Молекулярные добавки поглощают ультрафиолетовое излучение, и непрерывный разряд прекращается. Самогасящиеся счетчики имеют лучшие параметры, чем несамогасящиеся.

Сцинтиляционные детекторы. В основе сцинтиляционных детекторов лежит способность ряда материалов превращать энергию ионизирующих излучений в энергию фотонов видимого (ультрафиолетового) света. Заряженная частица, пролетающая через вещество, вызывает не только ионизацию атомов, но и возбуждает их, т. е. переводит на более высокие энергетические уровни. Возбужденные атомы, возвращаясь в нормальное состояние, испускают кванты энергии (фотоны). Это явление носит название *люминесценции*, а вещества называют *люминофорами* (сцинтиляторами). Различают *флюоресценцию* (испускание фотона происходит спустя не более 10^{-8} с) и *фосфоресценцию* (испускание фотона происходит спустя более 10^{-8} с).

В зависимости от типа преобразуемой энергии выделяют: *фотолю-*

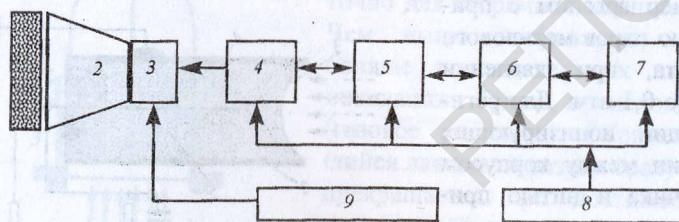


Рис. 2.16. Структурная схема сцинтиляционного счетчика:

- 1 – сцинтилятор;
- 2 – световод;
- 3 – ФЭУ;
- 4 – предусилитель;
- 5 – основной усилитель;
- 6 – дискриминатор;
- 7 – регистрирующее устройство;
- 8 – низковольтный блок;
- 9 – высоковольтный блок

минесценцию (возбуждение светом), *радиофотолюминесценцию* (иницирование ионизирующим излучением с последующим возбуждением светом), *термолюминесценцию* (иницирование ионизирующим излучением с последующим нагреванием), *хемолюминесценцию* (возбуждение за счет энергии, выделяющейся при химических реакциях). Способностью люминесцировать обладает большая группа твердых, жидких и газообразных веществ. Различают вещества *органические* (атрацен, стильбен, нафталин и др.) и *неорганические* (моноокристаллы NaI, KI, LiI, ZnS, CdS и др.).

Сцинтиляционные детекторы широко применяются в дозиметрии. Они имеют ряд достоинств: высокая эффективность регистрации (ближка к 100 %); малое "мертвое время" ($\approx 10^{-9}$ с); большая скорость счета; точное измерение энергии частиц благодаря линейному усилинию. К недостаткам сцинтиляционных детекторов можно отнести: одинаковую чувствительность к нескольким видам излучения; необходимость учета спектральной характеристики катода и т. п.

На рис. 2.16 представлена структурная схема сцинтиляционного счетчика, главным элементом которой (помимо самого детектора) является *фотоэлектронный умножитель* (ФЭУ), преобразующий слабые вспышки света в электрический сигнал. Многокаскадный фотоэлектронный умножитель (см. рис. 2.17) был разработан в бывшем СССР в 1930 году инженером Л. А. Кубецким. Ионизирующее излучение, взаимодействуя с веществом сцинтилятора (СЦ), создает в нем вспышки света (фотоны), часть которых через светопровод (СП) попадает на катод (ФК) ФЭУ. Под воздействием фотонов из катода

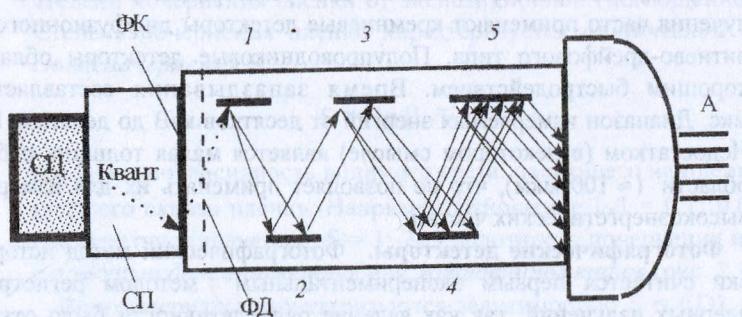


Рис. 2.17. Фотоэлектронный умножитель

вырываются фотоэлектроны, которые, пройдя фокусирующую диафрагму (ФД), электрическим полем последовательно направляются на электроды ФЭУ (диноды) и собираются на аноде А. Таким образом в ФЭУ происходит увеличение числа электронов (коэффициент усиления достигает 10^6). Электрон с энергией 0,5 МэВ, попадающий в детектор-сцинтиллятор, дает на выходе измерительного блока импульс до 100 В.

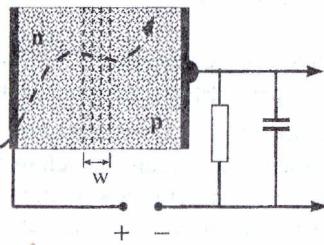


Рис. 2.18. Полупроводниковый детектор

Поверхностно-барьерные детекторы используются для регистрации α -частиц, электронов, протонов. Для регистрации β -частиц и γ -излучения часто применяют кремниевые детекторы диффузионного или литиево-дрейфового типа. Полупроводниковые детекторы обладают хорошим быстродействием. Время запаздывания составляет 0,1 мкс. Диапазон измеряемых энергий от десятков кэВ до десятков МэВ. Недостатком (в некотором смысле) является малая толщина рабочей области (≈ 100 мкм), что не позволяет применять их для измерения высокоэнергетических частиц.

Фотографические детекторы. Фотографический метод исторически считается первым экспериментальным методом регистрации ядерных излучений, так как явление радиоактивности было открыто Беккерелем с помощью этого метода. Он основан на свойстве ионизирующего излучения, подобно видимому свету, вызывать потемнение фотоэмulsionии. Фотоэмulsionия представляет собой взвесь большого ко-

личества мелких кристаллов галоидного серебра AgBr или AgI в желатине, нанесенную на твердую подложку из стекла, целлулоида и т. п. Например, в рентгеновской пленке (PM-1, PM-5-1 и т. п.), используемой в дозиметрии, содержание галоидного серебра составляет до 87 % массы эмульсии, а в обычных фотопленках – 30–40 %. Размер зерен 0,5–3 мкм, толщина слоя от 2 до 100 мкм. Прохождение заряженной частицы в фотоэмulsionии вызывает ионизацию молекул галоидного серебра и появление свободных атомов металлического серебра. В процессе проявления свободные атомы серебра обусловливают интенсивное восстановление металлического серебра в тех зернах, где они находятся, что приводит к почернению фотоэмulsionии. Различают суммарное воздействие ионизирующего излучения, эффект от которого определяется по степени почернения фотоэмulsionии, и воздействие от отдельных частиц. В последнем случае заряженные частицы оставляют в фотоэмulsionии след – *трек*, по которому оценивают тип частицы, ее энергию и т. п.

С помощью описанного эффекта можно установить зависимость степени почернения пленки от экспозиционной (поглощенной) дозы. Степень почернения пленки характеризуется *оптической плотностью почернения S*:

$$S = \lg [I_0/I], \quad (2.77)$$

где I_0 , I – интенсивность видимого света, падающего на пленку и прошедшего сквозь пленку. Например, отношение $I_0/I = 0,1; 0,01; 0,001$ соответствует значению $S = 1; 2; 3$. Плотность почернения измеряют с помощью *денситометров* или *микрофотометров* (рис. 2.19).

Фотоматериалы характеризуются зависимостью $S = f(D)$, где D – поглощенная в фотоэмulsionии энергия излучения. Сенситометрическая характеристика фотоматериалов обычно изображается в полулогарифмическом масштабе $S = f(\lg D)$ (рис. 2.20). На рис. 2.20 видно,

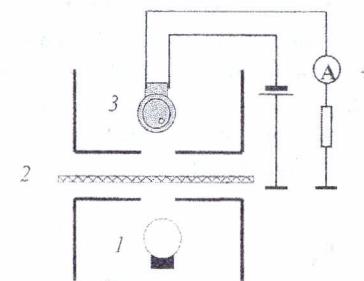


Рис. 2.19. Упрощенная схема микрофотометра:
1 – источник света; 2 – пленка; 3 – фотодиод;
4 – индикатор

что сенситометрическая характеристика имеет участок 2, удобный для дозиметрии, на котором степень покернения пленки S пропорциональна дозе. Следует заметить, что фотоэмulsionия не является воздухоэквивалентным материалом и степень покернения пленки зависит не только от дозы, но и от энергии фиксируемого излучения ("ход с жесткостью") (рис. 2.21). Из рис. 2.21 ясно, что в области малых энергий ($E < E_\gamma$) пленка обладает повышенной чувствительностью, а для энергий $E > E_\gamma$ эффект "хода с жесткостью" практически отсутствует. Для устранения этого явления используют **выравнивающие фильтры** (свинец + алюминий, свинец + пластмасса и т. п.). Свинцовые пластинки фильтра задерживают γ -кванты малых энергий, пропуская кванты высоких энергий. Алюминий или пластмасса служат для поглощения вторичных электронов, возникающих в свинце. Вследствие значительного поглощения рентгеновское излучение с энергией менее 30 кэВ практически не регистрируется фотопленкой с таким фильтром.

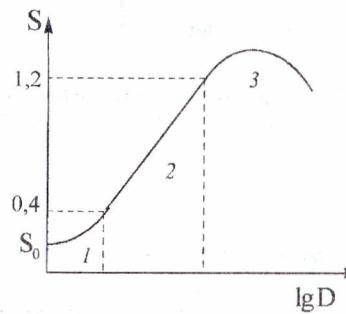


Рис. 2.20. Сенситометрическая характеристика фотоматериалов

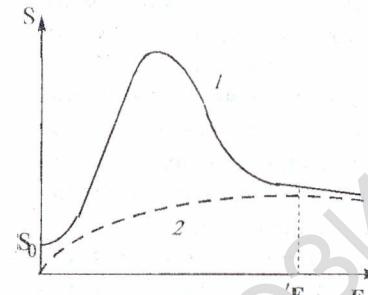


Рис. 2.21. "Ход с жесткостью": 1 — без фильтра; 2 — с фильтром

Фотографический метод регистрации ионизирующих излучений имеет ряд преимуществ по сравнению с другими: дешевизна, документальность, регистрация нескольких типов излучений, возможность массового применения. К недостаткам метода следует отнести: относительно невысокую чувствительность, невозможность измерения дозы в процессе облучения, зависимость показаний от условий обработки пленки.

2.6. ПРИБОРЫ РАДИАЦИОННОГО И ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

Дозиметрия (греч. *dosis* — доза, порция; *metreo* — измерять) — раздел радиационной и измерительной техники, занимающийся изучением свойств ионизирующих полей и эффектов их взаимодействия с веществом, а также разработкой средств измерения полей ионизирующих излучений [16, 19, 28, 36, 41, 69]. К дозиметрии непосредственно примыкает **радиометрия**, предметом которой является изучение активности радиоактивных источников и идентификация радиоактивных изотопов по испускаемому ими излучению. Как правило, здесь приходится иметь дело с источниками излучения относительно малой активности и с низкими дозами излучения, а их измерение имеет свою специфику [22, 65]. Между дозиметрией и радиометрией не существует резких границ, так как радиометрия характеризует сами источники излучений, а дозиметрия количественно оценивает их воздействие.

Началом развития методов регистрации ионизирующих излучений следует считать открытие в 1895 году рентгеновских лучей. Уже в 1896 году французский ученый А. Беккерель применил фотопластинку для регистрации γ -излучения. В 1903 году был изобретен *спинтирископ* — прообраз сцинтиляционного счетчика, которым впоследствии воспользовался Э. Резерфорд для регистрации α -частиц, испускаемых радием. В 1908 году Э. Резерфорд и А. Гейгер предложили для регистрации частиц газоразрядные счетчики. В 1928 году А. Гейгер и Ф. Мюллер изготовили счетчик с самостоятельным разрядом, а в 1937 году У. Трост предложил самогасящиеся счетчики. Большое значение для развития методов регистрации ионизирующих излучений имело изобретение Л. А. Кубецким в 1930 году многокаскадного фотоэлектрического умножителя. В 1938 году П. Форсманом была создана пересчетная схема. Постепенно дозиметрические приборы превратились в устройства, широко используемые почти во всех отраслях науки и техники.

Цель дозиметрических и радиометрических измерений — дать количественную оценку эффекта воздействия ионизирующего излучения на облучаемый объект (окружающая среда, человек и т. д.). Для этого используются различные методы дозиметрического контроля радиационной обстановки. **Степень радиационной опасности** определяется рядом факторов, основные из которых следующие: *вид используемого источника* (открытый, закрытый и т. п.); *вид и энергия излучения*; *активность и характеристики нуклида* (период полураспада,

период полуыведения, радиотоксичность, масса и т. п.); *характер технологического процесса*. Согласно "Основным санитарным правилам работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСП-72/87", в общее понятие "*радиационный контроль*" входит четыре вида контроля: *дозиметрический, радиометрический, индивидуальный и спектрометрический*. Например, индивидуальный контроль включает: контроль внешнего облучения человека; контроль загрязнения кожных покровов и одежды; определение степени внутреннего радиоактивного загрязнения.

Приборы для измерений и контроля ионизирующих излучений подразделяются по своему назначению, виду контроля излучения, номеру модели и номеру конструктивной модификации. Буквы в названии прибора обозначают его краткое наименование и его тип, а цифры – вариант исполнения модели и модификации. Буквенное обозначение обычно состоит из трех элементов. Первый элемент обозначает функциональное назначение прибора: Д – дозиметры; Р – радиометры; С – спектрометры; БД – блоки детектирования; УД – устройство детектирования. Второй элемент буквенного обозначения – измеряемая физическая величина, например: В – эквивалентная доза излучения; Б – мощность эквивалентной дозы излучения; Д – поглощенная доза излучения; Э – экспозиционная доза фотонного излучения; У – удельная активность радионуклида; И – активность радионуклида в источнике; С – перенос ионизирующих частиц и т. п. Кроме основных обозначений, для второго элемента используются дополнительные: РК – измерение нескольких величин; М – универсальные приборы; РН – измерение активности радионуклида; РЗ – измерение радиоактивного загрязнения поверхности и т. п. Третий элемент буквенного обозначения – вид ионизирующего излучения: А – α -излучение; Б – β -излучение; Г – γ -излучение; Р – рентгеновское излучение; Н – нейтронное излучение; П – протонное излучение; С – смешанное излучение; Х – прочие излучения. Таким образом, например, обозначение ДРГ-3-02 означает дозиметр рентгеновского и гамма-излучений, третьей модели, второй конструкторской модификации.

В соответствии с функциональным назначением приборы для радиационного контроля можно классифицировать по группам [19, 31, 36, 59]: *дозиметрические; радиометрические; спектрометрические; сигнализаторы; многоцелевые приборы; блоки детек-*

тирования; устройства детектирования. В последние годы появилось еще одно понятие: *профессиональные и бытовые приборы* [51].

Индикаторы – простейшие приборы радиационной разведки, при помощи которых решается задача обнаружения излучения и предварительной оценки мощности дозы (например, РМГЗ-01, СПСС-02, ДП-64, ИРГ-01, СЗБ-04, ДРГ-1М и т. п.).

РМГЗ-01 – переносной радиометрический сигнализатор, предназначенный для сигнализации о радиоактивном загрязнении сыпучих материалов в диапазоне 0,005–0,4 Р/ч. Имеет звуковую сигнализацию на всех семи фиксируемых уровнях срабатывания. **СПСС-02** – сигнализатор превышения пороговой мощности дозы, предназначенный для контроля и сигнализации превышения мощности экспозиционной дозы излучения в диапазоне 10^{-4} – 10^3 Р/ч, поступающего с блока детектирования γ -излучения БДМГ-41. При превышении мощности экспозиционной дозы включается красное световое табло и звуковая сигнализация, а при снижении до порогового значения – зеленое табло.

ДП-64 – индикатор-сигнализатор, предназначенный для обнаружения γ -излучения, а также звуковой и световой сигнализации о его наличии. Состоит из пульта и блока детектирования, соединенных кабелем (до 30 м). Прибор рассчитан на установку в контролируемых помещениях.

Индикатор-сигнализатор γ -излучения **ИРГ-01** (рис. 2.22) позволяет:

- обнаружить с помощью световой и звуковой сигнализации превышение пороговых уровней мощности экспозиционной дозы γ -излучения,
- а также проводить оценку уровня мощности экспозиционной дозы γ -излучения.

Прибор предназначен для проведения оперативного индивидуального контроля радиационной обстановки по внешнему γ -излучению и обеспечивает оценку мощности экспозиционной дозы в диапазоне от 0,1 до 5,0 мкЗв/ч (от 10 до 500 мкР/ч). При помощи этого прибора можно обнаружить локальные участки радиоактивного загрязнения на местности, в жилых и рабочих помещениях. Прибор имеет портативное исполнение и с помощью зажима 9 крепится к карману одежды. Расположение и назначение органов управления и

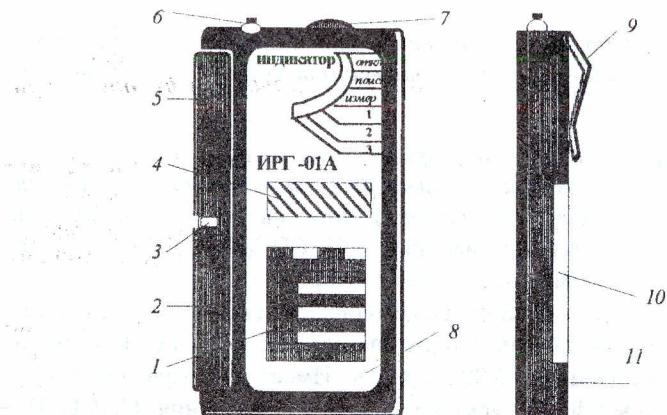


Рис. 2.22. Индикатор-сигнализатор γ -излучения ИРГ-01:
 1 – таблица; 2 – ось счетчика излучения; 3 – геометрический центр счетчика излучения; 4 – звуковой сигнализатор; 5 – место расположения счетчика излучения; 6 – световой индикатор; 7 – переключатель режима работ; 8 – крышка; 9 – зажим; 10 – крышка отсека питания; 11 – корпус

индикации приведены на рис. 2.22. Геометрический центр счетчика излучения 3 отмечен "канавкой" на боковых поверхностях крышки 8 и корпуса прибора 11. Ионизирующее излучение, воздействуя на счетчик излучения 5, вызывает появление на нагрузочном резисторе электрических импульсов напряжения, которые преобразуются схемой в световые и звуковые сигналы. Частота световых и звуковых сигналов пропорциональна регистрируемой мощности экспозиционной дозы гамма-излучения.

При установлении переключателя режима работы 7 в положение "Поиск" каждый поступающий импульс преобразуется в короткие прерывистые световой и звуковой сигналы; в положение "Измер" – каждые десять поступающих импульсов преобразуются в короткие прерывистые световой и звуковой сигналы. В положениях "1", "2", "3", что соответствует значениям пороговых уровней 0,6 (60), 1,2 (120), 2,4 мкЗв / ч (240 мкР/ч), поступающие импульсы суммируются на накопительной емкости и при превышении заданного порогового уровня прибор выдает непрерывные световой и звуковой сигналы.

П р и м е ч а н и е. Значение мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения в микрорентгенах в час получают из значений мощности экспозиционной дозы в микрорентгенах в час ($\mu\text{R} / \text{H}$) путем умножения последних на коэффициент 0,01. Оценка значений мощности эквивалентной (экспозиционной) дозы производится с помощью табл. 1, расположенной на передней панели прибора.

Дозиметры – приборы, измеряющие экспозиционную или поглощенную дозу излучения, или мощность этих доз, интенсивность излучения, перенос энергии и т. п.

Дозиметрические приборы можно подразделить на **индивидуальные дозиметры** (КИД-02, ДКП-50А (в комплектах ДП-22В, ДП-24), ИФКУ-02, ИД-01, ИД-11, химические измерители дозы ДП-70М, ДП-70МП (совместно с полевым калориметром ПК-56М) и т. п.), **дозиметры для измерения дозы** (ДП-22В, ДП-24, ДК-02, ДЭГ-02 и т. п.), **дозиметры для измерения мощности дозы** рентгеновского и гамма-излучения ("Кактус", ДРГЗ-02, "Кура", ДРГ-05, ДКС-04, ДП-5В, ДП-3Б, ИМД-1Р, ИМД-21Б, ПМР-01, "Карагач", ДКС-АТ1121, ДКС-АТ1123 и т. п.). Можно также выделить большую группу **бытовых дозиметрических приборов** для оценки характеристик ионизирующего излучения (РКСБ-04, АНРИ-01, "Сосна", "Рось", "Припять", "Белла" и т. п.).

Все отечественные приборы индивидуального дозиметрического контроля (ИДК) можно разделить на два вида: **прямопоказывающие** (величина дозы снимается непосредственно со шкалы прибора) и **без шкалы индикации**, показания с которых снимаются на специальных устройствах.

По функциональному назначению выделяют следующие группы ИДК: **аварийные** – КДТ, ДК-50, ДКП-50, ИД-11 и т. п.; **технологические** – ДК-02, КИД, ИФК, ИФКУ и т. п.; **для измерения малых доз излучения** – КИД-02, ДК-02, КИД-6 и т. п.

ДК-02 – прямопоказывающий дозиметр, выполненный в виде авторучки с оптическим окуляром и предназначенный для определения экспозиционной дозы излучения в диапазоне 0–200 мР. В его корпус вмонтирована интегрирующая ионизационная камера (ИК) и конденсатор. При воздействии γ -излучения в ИК возникает ионизационный ток, который уменьшает первоначальный заряд конденсатора, а следовательно, и потенциал внутреннего электрода. Изображение визирной нити перемещается по шкале отсчетов. Наблюдая через окуляр (против источника света), можно произвести отсчет полученной дозы. Комплект дозиметров ДК-02 эксплуатируется совместно с зарядным устройством ЗУ-4.

ДКП-50А – прибор, аналогичный ДК-02, но с большим диапазоном измерений (0–50 Р) за счет увеличения рабочего объема ИК. В

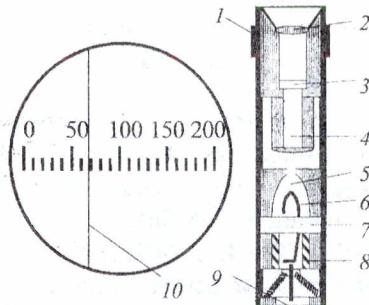


Рис. 2.23. Измеритель дозы ДКП-50А:
1 – корпус; 2 – окуляр; 3 – шкала; 4 – объектив;
5 – ИК; 6 – электрод; 7 – изолятор; 8 – конденсатор; 9 – стекло; 10 – нить

Измеритель ИД-11 (диапазон измерений поглощенной дозы гамма-нейтронного излучения – 10–1500 рад) предназначен для индивидуального контроля облучения людей и состоит из измерительного устройства ГО-32 и 500 (1000) измерителей дозы ИД-11. В измерителе ИД-11 используется явление радиофотолюминесценции, в качестве детектора применяется алюмофосфатное стекло, активированное серебром. Измеритель накапливает дозу при облучении и сохраняет значение в течение 12 месяцев.

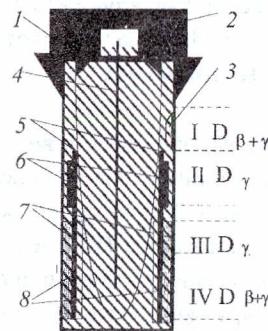


Рис. 2.24. Кассета ИФКУ:
1 – корпус; 2 – крышка; 3 – окно;
4 – пленка; 5 – фильтр Al(1 мм);
6 – фильтр Al(0,5 мм); 7 – фильтр Pb
(0,75 мм); 8 – фильтр Cd (0,027 мм)

дозиметре ДС-50, аналогичном ДКП-50А, отсутствует оптическое устройство и доза считывается с помощью зарядноизмерительного устройства. Измерители дозы ДКП-50А (рис. 2.23) (совместно с зарядным устройством ЗД-5) используются в комплектах ДП-22В и ДП-24, предназначенных для измерения экспозиционной дозы γ -излучения (от 0,5 до 200 Р/ч).

На предприятиях, связанных с использованием радионуклидов, широкое распространение получили фотодозиметры ИФКУ и ИФК-2,3. Дозиметр ИФКУ (индивидуальный контроль усовершенствованный) предназначен для индивидуального контроля доз облучения γ -квантами (энергия 0,1–3,0 МэВ), β -излучений (>1 МэВ), тепловых нейтронов. Диапазон регистрируемых доз от

0,05 до 2,0 бэр. В качестве детектора применяются рентгеновские пленки типа РМ-5-1, РМ-5-3.

Фотодозиметр ИФКУ представляет собой кассету из термореактивной пластмассы, заряжаемую в темноте пленкой РМ-1 (рис. 2.24). В этом фотодозиметре используют четыре вида фильтров. Входное окно толщиной 300 мг/см² (участок I) предназначено для измерения дозы фонового и β -излучения (диапазон измерения 0,05–1,2 сГр). Фильтр из алюминия на участке II позволяет оценить фоновое облучение D γ . Фильтр, содержащий пластины алюминия и свинца (участок III), позволяет измерять дозу γ -излучения (диапазон измерения 0,05–2,0 сГр).

Участок, содержащий пластины свинца, алюминия и кадмия, предназначен для измерения дозы тепловых нейтронов (диапазон измерения 0,05–2,0 сЗв). Доза облучения определяется по степени почернения фотопленки с помощью денситометра, например ДФЭ-10.

Фотодозиметр ИФК-2,3, предназначенный для дозиметрии β -, γ - и нейтронного излучений, представляет собой кассету (рис. 2.25), на которой имеется окно и нанесен номер кассеты. В дозиметре предусмотрена возможность установки дополнительных детекторов (детектора быстрых нейтронов и детекторов аварийных доз) и перезарядки упакованными пленками прямо на рабочем месте персонала.

Измеритель мощности дозы ДП-5В применяется для измерения γ -излучения, оценки радиоактивного загрязнения поверхности и обнаружения β -излучения. Прибор используют при ведении радиационной разведки и для контроля радиоактивного загрязнения объектов.

Переносной рентгенометр "Карагач" предназначен для измерения мощности дозы в диапазоне 0–360 Р/ч в лабораторных и производственных условиях.

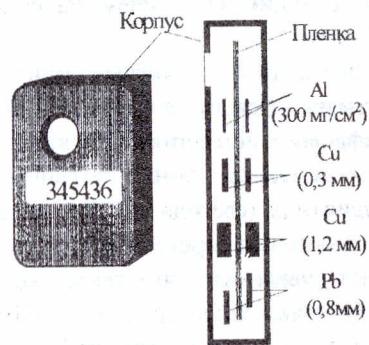


Рис. 2.25. Фотодозиметр ИФК-2,3

Дозиметр ДКС-04 используется для обнаружения и оценки с помощью звуковой и световой сигнализации плотности потока тепловых нейтронов, рентгеновского, гамма и жесткого бета-излучений, а также для измерения экспозиционной дозы и мощности экспозиционной дозы рентгеновского и γ -излучений (в диапазоне энергий фотонов от 0,05 до 3,0 МэВ). Диапазон измерения мощности экспозиционной дозы (МЭД) рентгеновского и γ -излучений от $7,16 \cdot 10^{-12}$ до $7,16 \cdot 10^{-8}$ А/кг (от 0,1 до 999,9 мР/ч). Диапазон измерения экспозиционной дозы (ЭД) рентгеновского и γ -излучений от $2,58 \cdot 10^{-7}$ до $1,032 \cdot 10^{-8}$ Кл/кг (от 1 до 4096 мР). Дозиметр ДКС-04 применяется для индивидуального радиационного контроля в лабораториях научно-исследовательских институтов и на различных предприятиях при работах, связанных с ионизирующим излучением. Радиационной устойчивостью дозиметр не обладает.

Дозиметр конструктивно выполнен в виде портативного, носимого в кармане одежды прибора. В корпусе дозиметра имеется окно для цифрового индикатора. На верхнем торце корпуса дозиметра расположена кнопка "КОНТР. ПИТАНИЯ – ДОЗА" и отверстие для светового индикатора (светодиода). В боковой стенке корпуса дозиметра имеются поперечные прорези, расположенные против детектора. Они позволяют увеличить чувствительность дозиметра к жесткому бета-излучению. Детектор (счетчик СБМ-21) помещен в кадмиевый цилиндрический экран толщиной 1,5 мм. Внутри цилиндра вставлена обойма из полистирола с толщиной стенки 0,4 мм, предназначенная для изоляции катода счетчика от экрана и для предохранения счетчика от воздействия влаги. Для обеспечения чувствительности счетчика к жесткому β -излучению, а также для выравнивания энергетической зависимости в области рентгеновского излучения с энергией фотонов более 0,05 МэВ равномерно по всей площади кадмиевого экрана расположены вертикальные и горизонтальные прорези шириной 0,6 мм. Геометрический центр детектора отмечен вертикальной и горизонтальной рисками на решетке корпуса дозиметра. На правой стенке дозиметра расположены движки переключателей питания "ПИТАНИЕ" и рода работ "ПОИСК – ПОРОГ". Сигнализация о наличии ионизирующего излучения осуществляется дозиметром, когда переключатель рода работ находится в положении "ПОИСК". Измерение ЭД и МЭД проис-

ходит в любом положении переключателя рода работ. Время экспозиции равно ≈ 4 с.

В 1989 году была разработана "Концепция создания и функционирования системы радиационного контроля, осуществляемого населением" (СРКН), в которой признано целесообразным организовать контроль радиационной обстановки самим населением в местах проживания или нахождения. Первыми бытовыми отечественными дозиметрами и радиометрами являются:

- дозиметр "Рось" – малогабаритный портативный индикатор γ -излучения, предназначенный для первичной оценки γ -фона. Имеет пять уровней световой индикации (0–1,5 мР/ч);
- радиометр "Припять" – портативный радиометр, предназначенный для измерения γ -фона и радиоактивного загрязнения β -частицами. Может служить индикатором загрязнения продуктов. Соответственно имеет три режима работы;
- "Десна" – контроль за γ -фоном и β -загрязнением территории. Диапазон измерений от 10 мкР/ч до 2000 Р/ч;
- дозиметр-радиометр "Белла" – универсальный бытовой прибор, позволяющий измерять γ -фон, загрязненность поверхностей и продуктов. Диапазон измерений от 0,2 до 100 мкЗв/ч.

Портативный бытовой прибор РКСБ-104 разработан для индивидуального использования населением с целью контроля радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях. Он выполняет функции дозиметра и радиометра и обеспечивает возможность измерения:

- мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения;
- плотности потока β -излучения с поверхности;
- удельной активности радионуклида цезий-137.

В комплект прибора данной модификации входит выносной блок детектирования БДУС-001, позволяющий расширить диапазон измерения удельной активности радионуклида ^{137}Cs в сторону ее уменьшения.

Общий вид прибора показан на рис. 2.26. На его лицевой панели предусмотрены окно для индикатора и три тумблера – для включения прибора и выбора режима работы (S_1 , S_2 и S_3). На тыльной стороне прибора предусмотрена крышка-фильтр для выравнивания энергети-

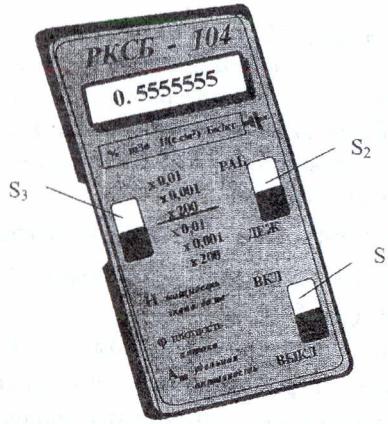


Рис. 2.26. Общий вид прибора РКСБ-104

кодового переключателя S_4 (на тыльной стороне прибора), с помощью которого можно выбрать вид измерения, установить пороги срабатывания сигнализации, а также отключить встроенные счетчики СБМ-20 и подключить внешний блок детектирования. В верхней части крышки имеется окно, в которое выведен разъем для подключения внешнего блока детектирования. На приборе нанесены следующие марковочные обозначения: Н – мощность полевой эквивалентной дозы γ -излучения; ϕ – плотность потока β -излучения с поверхности; A_m – удельная активность радионуклида ^{137}Cs . Комплект блока детектирования состоит из блока детектирования БДУС-001, свинцового домика (контейнер с толщиной стенок не менее 1 см) и футляра с кюветами.

Дозиметр-радиометр бытовой АНРИ-01-02 "Сосна" предназначен для индивидуального использования населением с целью контроля радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях, в том числе:

- для измерения мощности экспозиционной (полевой эквивалентной) дозы γ -излучения ($E_\gamma = 0,06\text{--}1,25 \text{ МэВ}$);
- для измерения плотности потока β -излучения с загрязненных поверхностей ($E_\beta = 0,5\text{--}3,0 \text{ МэВ}$);
- для оценки объемной активности радионуклидов.

ческой зависимости показаний прибора при его работе в режиме измерения мощности полевой эквивалентной дозы γ -излучения.

Для работы прибора в режиме радиометра эта крышка снимается; счетчики излучений оказываются закрытыми только пленочными фильтрами. Под крышку-фильтр выведены движки

Дозиметр-радиометр выполнен в виде портативного прибора (рис. 2.27). В верхней части на лицевой панели расположены органы управления (2–6) и индикации (1), отсек элемента питания с крышкой. Детектирование излучения осуществляется с помощью четырех газоразрядных цилиндрических счетчиков Гейгера – Мюллера типа СБМ-20, расположенных в нижней части корпуса. Для индикации результатов используется жидкокристаллический цифровой индикатор 1. Прибор имеет несколько режимов работы:

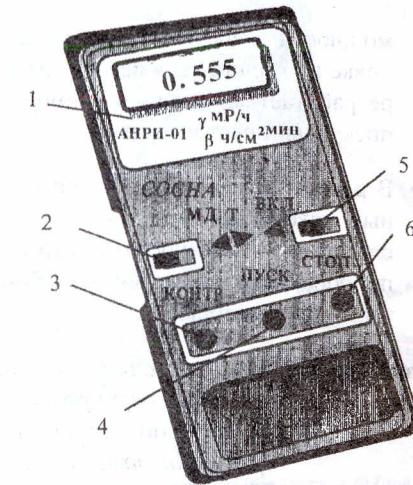


Рис. 2.27. АНРИ-01-02 "Сосна":
1 – индикатор; 2 – переключатель режима работы;
3, 4, 6 – кнопки "контроль", "пуск", "стоп";
5 – выключатель питания

- В режиме "Поиск" (переключатель режима работы 2 в положении "T") прибор служит для грубой оценки радиационной обстановки по частоте следования звуковых сигналов. В этом режиме прибор ведет счет импульсов от счетчиков прибора и подает короткий звуковой сигнал через каждые десять импульсов. При установке переключателя режима работы 2 в положение "T" таймер прибора не работает. Время отсчета импульсов контролируется по часам. На цифровом табло индицируется количество импульсов на заданный период времени.
- В режиме измерения мощности экспозиционной дозы (переключатель режима работы 2 в положении "МД") прибор ведет в течение 20 ± 5 с счет импульсов от счетчиков прибора. По окончании счета, время которого задается внутренним таймером прибора, на цифровом табло 1 индицируется число, соответствующее

мощности экспозиционной дозы γ -излучения в мР/ч. При установке переключателя режима работы в положение "МД" в приборе работает внутренний таймер, который через заданное время прекращает счет импульсов.

- В режиме измерения плотности потока β -излучения с загрязненных поверхностей необходимо проведение двух измерений исследуемой поверхности: с закрытой и открытой задней крышкой прибора. Время измерений в обоих замерах задается внутренним таймером прибора.

Радиометры – приборы, с помощью которых получают информацию об активности радионуклида в источнике, потоке ионизирующих частиц или квантов, радиоактивном загрязнении поверхностей (РЖС-05, УСИТ-1Б, РУБ-01, РКС-08П, РКБ-01, РКГ-05П, РИГ2-03, МКС-01Р-01, РКГ-02А/1, РКГ-01А и т. п.).

Для измерения радиоактивных аэрозолей и газов в воздухе применяются радиометры РВ-4 (для измерения α - и β -активных аэрозолей и β -активных газов), РГБ-3-01 (для технологического контроля и оперативного обнаружения радиоактивных газов), "Кактус" и т. п. Для контроля загрязненности одежды, различных поверхностей – "Тисс" (переносной универсальный радиометр, использующий газовый счетчик СТС-6 и сцинтилляционный счетчик ZnS(Ag)), "Краб" (переносной альфа-нейтронный радиометр, снабженный набором сцинтилляторов), РУП-1М (в качестве детектора используется сцинтилляционный счетчик) и т. п.

Измерение объемной активности нуклидов в жидкостях по α - и β -излучению проводится с помощью радиометров типа РЖС-05 (диапазон измерений $3,7 \cdot 3,7 \cdot 10^3$ Бк/л), РКС-08П (диапазон измерений $3,7 \cdot 10^2 \cdot 3,7 \cdot 10^7$ Бк/л, $1,8 \cdot 1,8 \cdot 10^3$ Бк/л). Автоматизированные гамма-радиометры серии РКГ предназначены для измерения объемной (удельной) активности радионуклида ^{137}Cs в продуктах питания, питьевой воде, сельскохозяйственном, лекарственном сырье и других объектах окружающей среды в диапазоне $3,7 \cdot 99990$ Бк/л (РКГ-01А) и $18,5 \cdot 9999$ Бк/л (РКГ-02А/1); для измерения объемной активности радионуклида ^{131}I в водных растворах (РКГ-02А/1).

Радиометр КРБ-1 (рис. 2.28) предназначен для измерения плотности потока β -частиц в диапазоне $10 \cdot 1500$ част/(мин \cdot см 2) и содержит блок детектирования 1 и измерительный блок 2 со стрелочным индикатором 5.

В качестве детекторов излучения используются два торцовых галогениевых счетчика Гейгера – Мюллера (окошки 3,4) типа СИ8Б (до $10 \cdot 10^4$ расп/(мин \cdot см 2)) и СИ19БГ (до $10^4 \cdot 10^7$ расп/(мин \cdot см 2)).

Измерительный блок содержит также преобразователь импульсов, блок питания и органы управления: 6 – "УСТАНОВКА НУЛЯ", 7 – "ПЕРЕКЛЮЧАТЕЛЬ ПОДДИАПАЗОНОВ" и 8 – "СБРОС". В комплект радиометра входит стальной экран-заглушка толщиной 2 мм, позволяющий экранировать β -излучение и регистрировать только γ -излучение.

Геологический сцинтилляционный радиометр СРП-88Н (рис. 2.29) предназначен для скорости счета импульсов от гамма- и рентгеновского излучений с энергией $E > 50$ кэВ в диапазоне от 10 до $3 \cdot 10^4$ с $^{-1}$ (четыре поддиапазона). Прибор состоит из блока детектирования 1 (кристаллический сцинтиллятор NaJ(Tl) и фотоумножитель ФЭУ-85) и измерительного блока 2 (индикация на жидкокристаллическом табло 3 и стрелочном измерительном приборе 4). Контрольный источник (^{60}Co активностью 1 мкКи) вмонтирован внутрь прибора. Управление прибором производится с помощью переключателей: 5 – "ПОРОГ" и 6 – "ДИАПАЗОН".

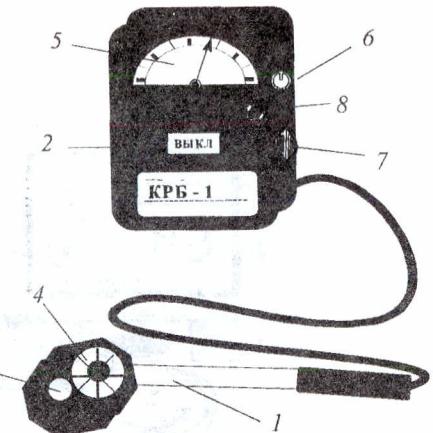


Рис. 2.28. Радиометр КРБ-1:
1 – блок детектирования; 2 – измерительный блок;
3, 4 – окошки торцовых счетчиков; 5 – индикатор;
6 – кнопки "установка нуля", "сброс";
7 – переключатель поддиапазонов

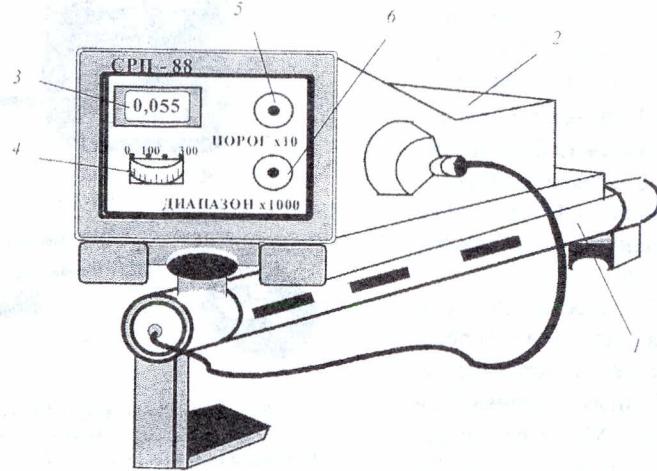


Рис. 2.29. Радиометр СРП-88Н:
1 – блок детектирования; 2 – измерительный блок; 3, 4 – индикаторы;
5, 6 – переключатели "порог", "диапазон"

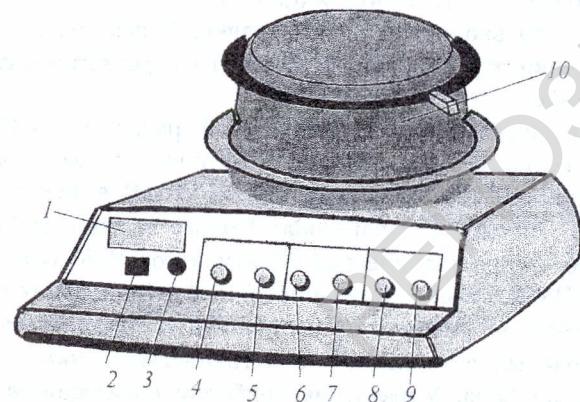


Рис. 2.30. Гамма-радиометр РУГ-91:
1 – индикатор; 2–9 – кнопки "сеть", "сброс", "фон", "проба", "время измерения 2 мин", "время измерения 20 мин", "вывод результатов для ^{137}Cs ", "вывод результатов для ^{40}K ";
10 – свинцовый домик

Для определения содержания ^{40}K и ^{134}Cs , ^{137}Cs широко используется сцинтилляционный гамма-радиометр РУГ-91 (пределы измерений: 0,018–50,0 кБк/л для Cs и 0,2–50,0 кБк/л для K). Принцип действия γ -радиометра основан на подсчете числа световых импульсов, возникающих в сцинтилляционном детекторе при попадании в него γ -квантов. В качестве детектора используется сцинтиллятор $\text{CsJ}(\text{Tl})$. Для уменьшения влияния γ -фона кювета, сцинтиллятор и ФЭУ помещены в свинцовый домик 10 (рис. 2.30). В блоке селекции радиометра электрические сигналы, создаваемые световыми вспышками сцинтиллятора, сортируются по амплитудам (энергиям) и выделяются сигналы, соответствующие энергиям фотонов, испускаемых ^{40}K и ^{134}Cs , ^{137}Cs . Одновременно по двум каналам идет подсчет числа импульсов, которые в блоке обработки "пересчитываются" в значения объемной активности. Управление прибором осуществляется с помощью кнопок: 2 – "СЕТЬ", 3 – "СБРОС" (отмена ошибочной команды и приведение гамма-радиометра в исходное состояние), 4 – "ФОН" (измерение уровня фона), 5 – "ПРОБА" (измерение активности исследуемого образца), 6 – "2 мин" (время измерений), 7 – "20 мин" (время измерений), 8 – "ЦЕЗИЙ-37" (вывод на табло результатов измерений активности пробы для цезия), 9 – "КАЛИЙ-40" (вывод на табло результа-

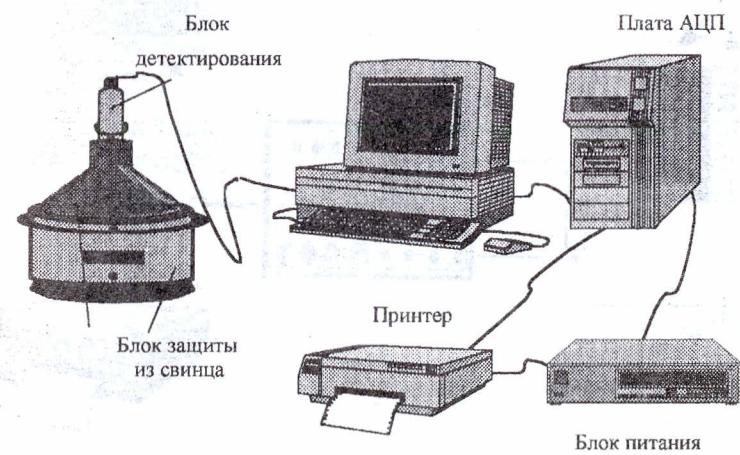


Рис. 2.31. Структурная схема бета-гамма радиометра МКС-1311

тров измерений активности пробы для калия). На цифровом табло 1 индуцируется обратный счет времени в секундах. По окончании измерения в режиме "ФОН" на табло высвечиваются значения скорости счета фоновых импульсов [v , s^{-1}], а в режиме "ПРОБА" – значения объемной активности [$\text{kБк}/\text{л}$].

Бета-гамма радиометр МКС-1311 (рис. 2.31) предназначен для радиометрического контроля γ - и β -излучающих радионуклидов (^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{40}K) в продуктах питания, в питьевой воде, в почве и растительности. К особенностям данного прибора можно отнести: возможность идентификации изотопов ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{40}K ; использование спектрометрического метода одновременного измерения β -частиц и γ -квантов с их селективной регистрацией; компьютерную обработку спектров (возможность выполнения математических операций над спектрами, визуализация процесса набора спектра в реальном масштабе времени, расчет пиков и т. п.); функционирование программного обеспечения в среде Windows 95 и т. д.

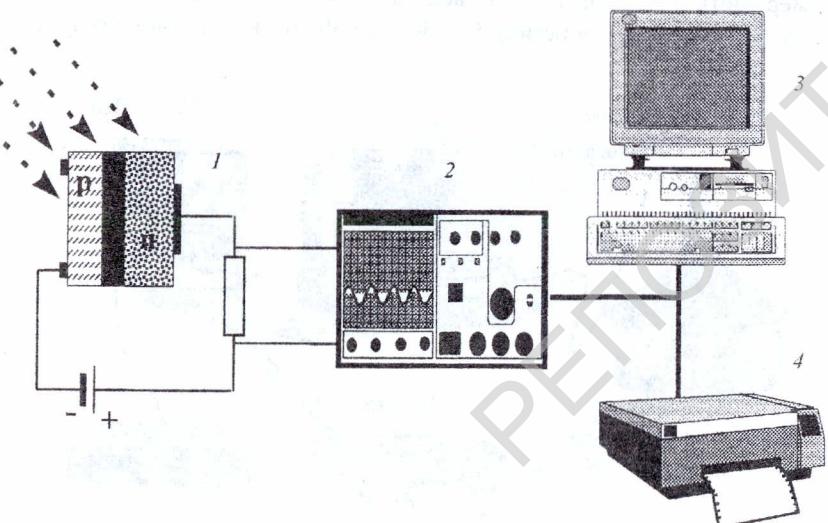


Рис. 2.32. Структурная схема установки РИС-СЭ:
1 – блок детектирования; 2 – блок амплитудного преобразования и интерфейса;
3 – ЭВМ; 4 – принтер (накопитель и т. п.)

Спектрометры – приборы для измерения распределения ионизирующих излучений по энергиям частиц или фотонов (чаще всего использующие блоки детектирования типа БДБС3-1eМ, БДЭГ2-22).

Гамма-радиометр РИС-СЭ является типичной стационарной установкой такого рода, предназначеннной для исследования изотопного состава гамма-излучающих нуклидов и определения активности изотопов ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{40}K . На рис. 2.32 представлена упрощенная структурная схема установки. Гамма-излучение радионуклидов в пробе регистрируется детектором (сцинтиллятором) и преобразуется в последовательность электрических импульсов на выходе детектора 1. Блок амплитудного преобразования 2 измеряет значения выходных импульсов детектора и представляет их в форме параллельного двойного кода через блок интерфейса на ЭВМ для дальнейшей обработки и визуализации (визуализация и обработка спектра на дисплее ЭВМ, запись спектра на диск и т. п.).

Универсальные приборы – совмещают функции дозиметра и радиометра (PM-1402, СРП-68-01, МКС-01Р-01, РКСБ-104-01 и т. п.), радиометра и спектрометра и т. д.

Микропроцессорный портативный радиометр-дозиметр РМ-1402 с функцией спектрометра предназначен для поиска и экспресс-идентификации радиоактивных и ядерных материалов. Прибор измеряет мощность амбиентной эквивалентной дозы γ - и рентгеновского излучения, определяет степень загрязненности поверхности α - и β -активными веществами, регистрирует тепловые, промежуточные и быстрые нейтроны, запоминает γ -спектры. Радиометр-дозиметр РМ-1402 состоит из блока обработки и выносных детекторов (детектор γ -излучения на основе сцинтиллятора $\text{CsI}(\text{Tl})$ с фотодиодом или на основе счетчика Гейгера – Мюллера; детектор нейтронного излучения на основе пропорционального ^2He счетчика; детектор α - и β -излучения на основе пропорционального счетчика; детектор рентгеновского излучения на основе сцинтиллятора с ФЭУ). Наличие энергонезависимого ОЗУ позволяет сохранять до 120 накопленных γ -спектров, которые могут быть переданы в компьютер с помощью специального программного обеспечения.

Геологический сцинтилляционный радиометр СРП-68-01 предназначен для обнаружения радиоактивных источников и ведения радиационной разведки местности. Радиоактивная загрязненность измеряется в пределах до 10^4 импульсов в секунду, мощность экспозиционной дозы γ -излучения – в пределах до 3000 мкР/ч (пять поддиапазонов). Радиометром СРП-68-01 совместно с блоком детектирования БДГ-4-01 измеряют мощность экспозиционной дозы на земной поверхности.

Радиометр-дозиметр МКС-01Р-01 предназначен для измерения степени загрязненности поверхности α - и β -активными веществами (плотности потока и флюенса), поглощенной и эквивалентной доз (и их мощности) рентгеновского, γ - и нейтронного излучений. Радиометр-дозиметр МКС-01Р-01 (рис. 2.33) состоит из измерительного устройства 2 УИ-50Р и трех сменных блоков детектирования 1, предназначенных для регистрации α , β и γ -излучений. Регистрация α - и β -частиц ведется с помощью блока детектирования БДКА-01Р (03Р), состоящего из неорганического сцинтиллятора ZnS(Ag) и

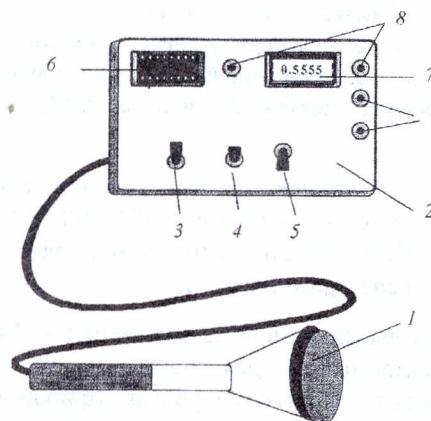


Рис. 2.33. Радиометр-дозиметр МКС-01Р-01:
1 – блок детектирования; 2 – блок измерения; 3–5 – переключатели "измеряемая величина", "вид измерения", "время измерения"; 6 – интенсиметр; 7 – индикатор; 8, 9 – светодиоды

фотоэлектронного умножителя ФЭУ-85А. Управление радиометром осуществляется тремя переключателями: 3 – "ИЗМЕРЕМАЯ ВЕЛИЧИНА", 4 – "Вид измерения" и 5 – "Время измерения". Показания радиометра отображаются на шкале логарифмического интенсиметра 6 и на цифровом табло 7. На лицевой панели прибора расположены светодиоды 8, отмечающие начало и конец измерения, и сигнальные светодиоды 9.

Глава 3. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Явление радиации существовало на нашей планете с момента ее образования. Не вызывает сомнения, что во всех без исключения элементах биосфера ионизирующее излучение служит постоянным спутником жизненных процессов [2–5, 32]. Радиоволны, световые волны, тепловая энергия солнца – все это разновидности излучения. Однако они не вызывают повреждения организма путем ионизации. Излучение считается ионизирующим, если оно способно разрывать химические связи молекул, из которых состоят ткани живого организма, и как следствие – вызывать биологические изменения. Ионизирующее излучение объединяет разные по своей физической природе виды излучений. К ним относятся **электромагнитные** (рентгеновские, гамма-лучи), **корпускулярные** (α -частицы, β -частицы, поток протонов и нейтронов). Все виды ионизирующих излучений обладают **биологическим действием**, т. е. вызывают изменения в клетках, тканях, органах и организме в целом. **Физическое действие** радиации начало изучаться только в конце XIX столетия, а ее биологические эффекты – в середине XX. Первые же месяцы работы с ионизирующими излучениями привели к радиационным поражениям. Уже в 1895 году помощник Рентгена В. Груббе получил радиационный ожог – эритему. Повреждающее действие излучения радия на кожу испытали А. Беккерель и П. Кюри. По-видимому, так зарождалось новое научное направление – **радиобиология** [2, 9, 7, 22, 61, 72]. Биологические эффекты влияния радиации на организм человека обусловлены взаимодействием энергии излучения с биологической тканью. Энергию, непосредственно передаваемую атомам и молекулам биотканей, называют **прямым действием радиации**. Кроме прямого ионизирующего облучения, выделяют также **косвенное**, или **непрямое, действие**, связанное с радиолизом воды [35, 61, 72].

Схематично рассмотрим последовательность воздействия ионизирующих излучений на биологические объекты (рис. 3.1). Ранее были охарактеризованы основные процессы взаимодействия ионизирующих излучений с веществом. Было показано, что энергия излучения в основном передается атомам и молекулам среды. Это приводит к образованию ионов и возбуждению молекул. Однако это только самый первый этап преобразований, развертывающихся в клетке, тканях и во всем организме. Основной ареной действия ионизирующей радиации

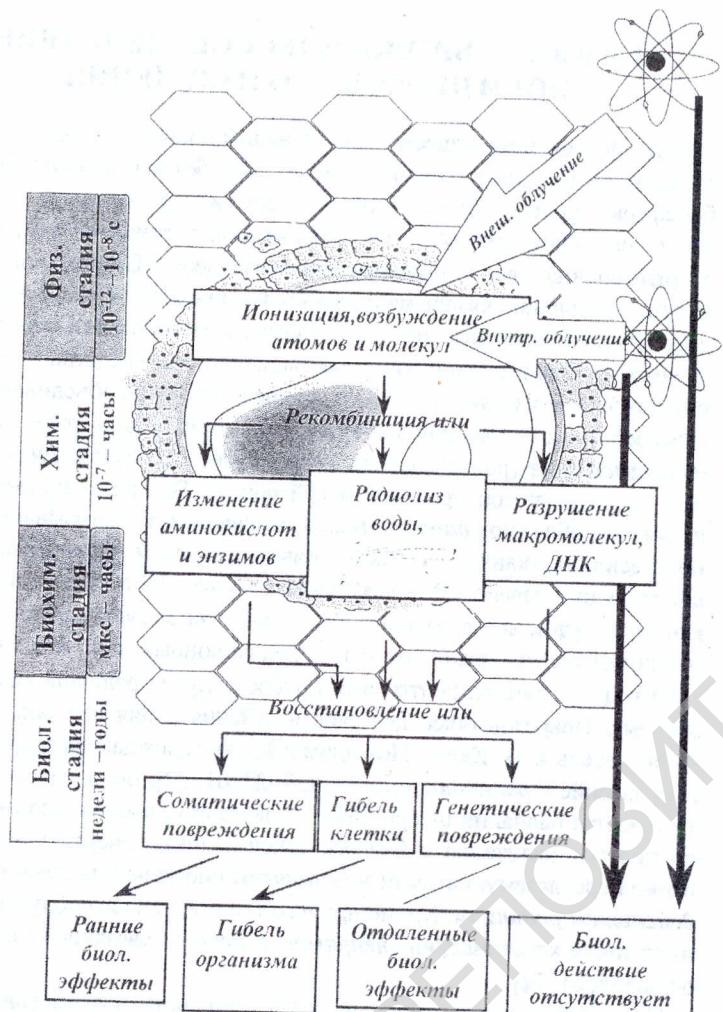


Рис. 3.1. Физические, химические и биологические процессы в биологическом объекте после воздействия ионизирующего излучения

являются "атомы живого" – **клетки** и их **органеллы**, сложная структурно-функциональная организация которых влияет на конечный результат взаимодействия с ионизирующим излучением не в меньшей степени, чем энергия, скорость и масса частиц.

Для высших животных и человека смертельная доза рентгеновского излучения составляет 800–1000 рад (8–10 Гр), что означает поглощение в одном грамме ткани энергии, равной $\approx 8 \cdot 10^{-3}$ Дж. Такое количество энергии, превратившись полностью в тепло, могло бы повысить температуру тела всего на 0,002 °С. Это означает следующее:

- при поглощении незначительной энергии ионизирующего излучения в организме начинается последовательный ряд физико-химических, биохимических и физиологических процессов, усиливающих первоначальный эффект, что в конечном счете приводит к гибели организма.

Можно предположить, что ионизация затрагивает значительную часть молекул, из которых состоит клетка ($\approx 10^{12}$ молекул). Но расчеты и эксперименты это не подтверждают. При облучении ткани дозой в 1 рад (0,01 Гр) образуется на 1мк^3 две ионизированные молекулы. Так как объем клетки $\approx 500 \text{ мк}^3$, то при такой дозе облучения в клетке возникает до 1000 ионизированных молекул. При смертельной дозе в 1000 рад образуется 10^6 ионизированных молекул, что составляет 10^{-4} % от всего числа молекул. Все это говорит о наличии механизмов, усиливающих воздействие ионизирующего излучения на клетку.

Стадию воздействия излучения на биологические объекты, которая приводит к образованию ионов и возбужденных молекул, можно назвать **физической** (см. рис. 3.1). Длительность ее весьма коротка – всего $\approx 10^{-12}$ с. Возбужденный атом имеет большую энергию, а следовательно, и более высокую химическую активность. Следующий этап называется **химическим** этапом поражения клетки. Происходит разрыв молекулярных связей с образованием активных продуктов расщепления – **свободных радикалов**:

- определенных атомов или группы атомов, обладающих высокой химической активностью.

Основным признаком свободных радикалов являются избыточные, или неспаренные, электроны. Такие электроны легко смещаются со своих орбит и могут активно участвовать в химических реакциях. Важно то, что весьма незначительные внешние изменения могут привести к существенным изменениям биохимических свойств клеток. К примеру, если обычная молекула кислорода захватит свободный электрон, то она превращается в высокоактивный свободный радикал – супeroxид. Таким образом, биологическое действие ионизирующего излучения условно можно подразделить на:

- *первичные физико-химические процессы*, возникающие в молекулах живых клеток и окружающего их субстанта;
- *нарушение функций целого организма* как следствие первичных процессов.

Считается, что в основе первичных радиационно-химических изменений молекул могут лежать два механизма: *прямого* и *косвенного* воздействия радиации. При прямом воздействии молекула испытывает изменения (ионизация, возбуждение и т. п.) непосредственно при взаимодействии с излучением (рис. 3.2). Этот факт был положен в основу общей теории биологического действия излучений, так называемой "теории мишени". При этом предполагалось, что в клетке существуют особо чувствительные к излучению структуры, так называемые "мишени". Попадание ионизирующих частиц в "мишень" приводит к гибели клетки. Первоначально понятие "мишени" не связывалось с конкретными структурными образованиями клеток. Мишенью считали определенный объем вещества, удар по которому ведет к гибели объекта.

При косвенном воздействии молекула непосредственно не поглощает энергию ионизирующего излучения, а получает ее путем передачи от другой молекулы. Сущность теории косвенного воздействия ионизирующего излучения сводится к тому, что под действием излучения в организме образуются *радикалы*



Рис. 3.2. Прямое воздействие радиации

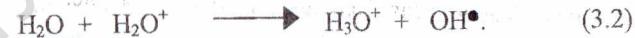
вступающие в реакцию с молекулами белка, ферментов и других жизненно важных веществ. При этом образуются *радиотоксины*, нарушающие нормальный цикл биохимических реакций и вызывающие поражающее действие. При косвенном воздействии наиболее существенным является процесс радиолиза воды, так как 65–70 % массы тела составляет вода, а в плазме крови ее содержится до 95 %.

3.1. РАДИОЛИЗ ВОДЫ

При взаимодействии ионизирующего излучения с водой в конечном счете происходит "выбивание" электронов из молекул воды с образованием так называемых молекулярных ионов:



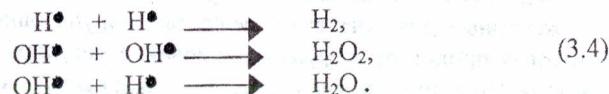
Ионизированная молекула воды реагирует с другой молекулой воды, в результате чего образуется высокореактивный радикал OH^\bullet (гидроксил):



"Вырванный" электрон очень быстро взаимодействует с окружающими молекулами. Возникает сильно возбужденная молекула H_2O^* , которая диссоциирует с образованием двух радикалов:



Эти свободные радикалы содержат неспаренные электроны и потому обладают высокой окислительной способностью. Время их жизни в воде не более 10^{-5} с. За этот период они либо рекомбинируют друг с другом, либо реагируют с растворенными в воде молекулами различных соединений:



Кроме того, при наличии свободного кислорода в тканях организма образуется радикал HO_2^\bullet :



Образованием свободных радикалов завершается *физико-химическая стадия* действия ионизирующего излучения на поглощающую среду. Если число свободных радикалов мало, то организм имеет возможность их контролировать. Если же их становится слишком много, то нарушается работа защитных систем, жизнедеятельность отдельных функций организма. Попадая в клетки, они, например, нарушают баланс кальция и кодирование генетической информации. Такие явления могут привести к сбоям в синтезе белков, в результате чего нарушается работа иммунной системы. Основные фильтры иммунной сис-

темы – лимфатические узлы – работают в перенапряженном режиме и не успевают их отделять. Таким образом создаются благоприятные условия для размножения вирусов и раковых клеток.

В следующей стадии – *химической* – свободные радикалы реагируют с растворенными в воде веществами и вовлекают в этот процесс многие молекулы, не затронутые излучением. В клетке организма ситуация более сложная, чем при облучении воды, особенно если поглощающим веществом являются крупные и многокомпонентные биологические молекулы. В этом случае образуются органические радикалы. Располагая большим количеством энергии, они легко могут привести к разрыву химических связей. Например, реакцию органических веществ со свободными радикалами можно записать в виде:



где R^{\bullet} – свободный радикал органического вещества. В этой реакции от органического вещества отнимается водород. Например, этиловый спирт взаимодействует по следующей схеме:



Кроме того, биологическое действие усиливается за счет кислородного эффекта:



Вследствие биохимических превращений образуются аномальные, чужеродные для организма вещества, нарушающие цикличность обменных процессов и функционирование регулирующих систем организма. Индуцированные свободными радикалами химические реакции вовлекают в этот процесс многие сотни и тысячи молекул, не затронутых излучением. В этом и состоит специфика действия ионизирующего излучения на биологические объекты. Никакой другой вид энергии (тепловой, электрической и т. п.), поглощенной биологическим объектом в том же количестве, не приводит к таким изменениям, какие вызывает ионизирующее излучение.

3.2. ВОЗДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА БИОЛОГИЧЕСКИЕ ОБЪЕКТЫ

Клетки – основные структурные элементы организма, в частности, млекопитающих и человека. В клетке процесс облучения протекает значительно сложнее, чем, например, в воде, так как поглощающим веществом здесь служат крупные органические молекулы, повреждаемые прямым действием радиации либо продуктами радиолиза воды.

Разрушение структуры даже одной из клеток может привести к далеко идущим последствиям. Однако многоклеточный организм, даже самый простой, не есть лишь простая совокупность клеток. Составляющие его клетки различны по своей форме и функциям. Они собраны в ткани и органы, имеющие, в свою очередь, определенное назначение в целом организме. Все обменные (метаболические) процессы и катализитические (ферментативные) реакции происходят на клеточном и молекулярном уровнях. Взаимодействие радиации с организмом начинается с молекулярного уровня. Поэтому прямое воздействие ионизирующего излучения является специфичным. На более высоких уровнях организации – тканевом, системном, популяционном – вступают в свои права новые закономерности и ограничения в действие радиации. На воздействие ионизирующего излучения даже на небольшой участок тела организм реагирует как целое. Человеческий организм снабжен специальной защитной системой, обеспечивающей ремонт поврежденных радиацией клеточных структур или устранение трансформированных клеток. В противовес описанным выше процессам он вырабатывает особые вещества, которые являются своего рода "чистильщиками". Эти вещества (ферменты) способны захватывать свободные электроны, не превращаясь при этом в свободные радикалы. В нормальном состоянии в организме поддерживается баланс между появлением свободных радикалов и ферментами. Ионизирующее излучение нарушает это равновесие, стимулирует процессы роста свободных радикалов и приводит к негативным последствиям. Активизировать процессы поглощения свободных радикалов можно, включив в рацион питания антиоксиданты (витамины A, E, C, препараты, содержащие *селен*), которые обезвреживают свободные радикалы, поглощая их в больших количествах.

3.2.1. Действие излучения на клетку

В 1665 году английский ученый Р. Гук, исследуя под микроскопом тонкие срезы пробки, обнаружил, что она имеет своеобразное строение и состоит из замкнутых пузырьков или ячеек, которые он назвал *клетками*. Клетки животных были изучены позднее (голландец А. Левенгук описал красные кровяные тельца (эритроциты) человека). В 1838–1839 годах усилиями немецких ученых М. Шлейдана и Т. Шванна были обобщены сведения по изучению растительных и жи-

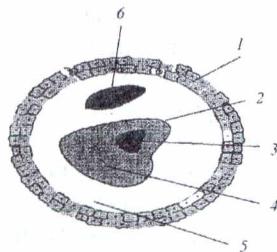


Рис. 3.3. Схема строения клетки:
1 – клеточная мембрана; 2 – ядерная оболочка; 3 – ядрышко; 4 – ядро; 5 – цитоплазма; 6 – митохондрии

организмах растений и животных отдельная клетка составляет лишь ничтожную часть целого. Человеческое тело содержит около 30 миллиардов клеток и 25 миллиардов красных кровяных телец – эритроцитов. Клетки человека имеют размеры порядка 0,01 мм и 0,1 мм ($\approx 10^5$ раз больше размеров атома). При всем многообразии клеток у них есть общие черты в строении:

- у всех клеток независимо от их специфических функций сходно осуществляются основные физиологические процессы (обмен веществ, размножение, передача наследственных свойств и рост);
- у всех клеток имеется оболочка (клеточная мембрана), цитоплазма, включающая различные органоиды и ядро (рис. 3.3).

Благодаря особенностям строения оболочки поддерживается относительно постоянный химический состав клетки. С деятельностью плазматической оболочки тесно связаны процессы **фагоцитоза** (поглощение твердых веществ) и **пиноцитоза** (поглощение жидкостей). У высших организмов фагоцитоз обеспечивает выполнение защитных функций (лейкоциты, клетки костного мозга, лимфатических узлов, селезенки).

Живое содержимое клетки называется **протоплазмой**. Она состоит из цитоплазмы, ядра и органоидов. Цитоплазма имеет сложное строение. Она имеет вид однородного (гомогенного) вещества и может находиться в различных состояниях: жидким, вязким, твердом. Она не смешивается с водой. На долю ядра приходится 1/3 веса клетки. Ядро впервые было подробно исследовано Р. Броуном в

1831 году. Это обязательный и постоянный компонент как растительных, так и животных клеток. Типичного четко обособленного ядра не найдено только у бактерий и сине-зеленых водорослей. Некоторые клетки (костного мозга, печени) могут быть многоядерными. Ядро обычно располагается в центре клетки. В ядре имеется одно или два ядрашки, в состав которых входит **рибонуклеиновая кислота** (РНК) и белки. Важнейшая функция ядрашки заключается в том, что в нем происходит формирование **рибосом**, которые осуществляют синтез белков в клетке. Основная часть ядра состоит из ядерного вещества – **хроматина**. Это вещество хорошо окрашивается основными красителями. Хроматиновое вещество содержит **дезоксирибонуклеиновую кислоту** (ДНК) (рис. 3.4) и белок. В момент деления клетки все хроматиновое вещество ядра распадается на строго определенное для каждого вида количество участков, называемых **хромосомами** (гр. *chromo* – цвет + *soma* – тело). Хромосомы – структурные элементы ядра клетки, содержащие ДНК, в которой заключена наследственная информация организма. Например, для человека характерно 46 хромосом, курицы – 70, ржи – 14 и т. д. Размеры и форма хромосом строго определены для каждого вида животных и растений. В хромосомах в линейном порядке расположены гены (гр. *genos* – род, происхождение) – единицы наследственного материала, отвечающие за формирование какого-либо элементарного признака.

ДНК находится в ядре клетки, являясь основным веществом хромосом. Молекула ДНК состоит из длинных, закругленных молекул в виде двойной спирали, которая связана супротонными связями: А→Т; Ц→Г (Аденин → Тимин; Цитозин → Гуанин). Функция ее заключается в обеспечении синтеза большинства белковых молекул, из которых состоят аминокислоты. Цепочка молекулы ДНК состоит из отдельных участков, которые кодируются специальными белками, образуя так называемый ген человека. Важнейшее свойство ДНК – способность к самоудвоению (редупликации), которое обычно происходит при подготовке клетки к делению.

Белки воспринимают любое неблагоприятное воздействие и отвечают на него изменением внутриклеточных химических реакций. Они

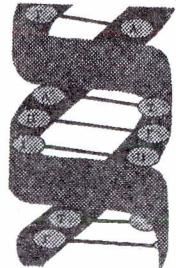


Рис. 3.4. Упрощенное представление строения ДНК

являются катализаторами биохимических процессов, происходящих в клетке (ферментами). Транспортная функция свойственна гемоглобину. Защитные функции выполняются особыми белками – антителами, которые вырабатываются в организме, когда требуется обезвредить чужеродные вещества. Белки – строительный материал для клеток и организма. Мономерами белка служат аминокислоты. По мере того как белки расходуются, в клетке синтезируются новые. Способность к биосинтезу белков – одно из наиболее важных свойств клетки. Клетки синтезируют только определенные белки. Белок крови – гемоглобин синтезируется клетками печени; белок инсулин – клетками поджелудочной железы. Способность к синтезу только строго определенных белков передается по наследству от материнской клетки к дочерней и сохраняется в течение жизни клетки. Любая клетка имеет строго ограниченный рост и в процессе жизни достигает свойственно го ей размера. На определенном этапе своего развития клетка делится. Весь материал делящейся (материнской) клетки строго распределяется между двумя новыми (дочерними) клетками. У одноклеточных организмов клеточное деление является и способом размножения. У многоклеточных делению клеток предшествует их дифференциация по выполняемым функциям, участию в создании тканей, новых органов и т. п. Основным способом деления ядер является митоз (непрямое деление). Главное биологическое значение митоза состоит в точном распределении вещества хромосом между дочерними клетками. Миотический цикл состоит из митоза и интерфазы – промежутка между делениями. Во время интерфазы происходят процессы синтеза, обеспечивающие деление. После завершения процессов биохимической подготовки клетки к делению начинается митоз. Деление клеток у бактерий занимает всего 10 мин, у млекопитающих – от 45 мин до одного часа, у растений – несколько часов.

Исследования действия ионизирующих излучений были начаты сразу же после открытия рентгеновских лучей. В 1901 году А. Беккерель обнаружил: длительное воздействие лучей радия тормозит прорастание семян горчицы. В 1906 году французские ученые Бергонье и Трибондо сформулировали правило:

- чувствительность клеток к излучению прямо пропорциональна их способности к делению и обратно пропорциональна их уровню дифференциации.

Быстроразмножающиеся клетки, например клетки эмбрионального типа, особо чувствительны к облучению, а строго специализирован-

ные клетки менее чувствительны. Правило Бергонье – Трибондо послужило теоретической основой для развития рентгено- и радиотерапии злокачественных опухолей. Клетки опухолей относятся к числу часто делящихся, поэтому во многих случаях опухоль более чувствительна к облучению, чем окружающая ее нормальная ткань. Исключением из правила являются нервные клетки. Эти клетки не делятся, но тем не менее чувствительны к облучению. Другим примером являются белые кровяные тельца – лимфоциты. Они не делятся, но обладают высокой чувствительностью к облучению [9, 10, 14, 35, 57, 63].

Наиболее универсальной реакцией клеток на воздействие разных доз ионизирующего излучения является временная остановка деления. Длительность задержки строго пропорциональна дозе радиации – примерно 1 ч на каждый 1 Гр – и проявляется у всех клеток облученной популяции независимо от того, выживет ли клетка в дальнейшем или погибнет.

Следует различать две основные формы гибели клеток: *интерфазную* и *репродуктивную* (гибель при попытке разделиться). Первая форма наблюдается при самых различных воздействиях на клетку, вторая – типична для ионизирующей радиации. Наиболее опасны воздействия ионизирующего излучения в фазе митоза, так как процессы внутриклеточного восстановления к началу этой фазы прекращаются, и все повреждения ДНК во время ~~деления~~ сохраняются в наследственном механизме либо приводят к гибели клеток. Частично клетки восстанавливают поврежденные хромосомы. Дезорганизация хромосом заканчивается гибелю клетки или служит причиной нарушения генетической информации. В результате у потомков облученной клетки закрепляются функциональные сдвиги, что ведет к их гибели. В некоторых случаях возможно возникновение лучевого рака, лейкозов и других злокачественных новообразований. Образование мутаций в половых клетках проявляется в виде наследственных болезней. В репродуктивной гибели решающее значение имеет лучевое повреждение ~~деления~~, прежде всего ДНК. Под влиянием радиации возникают разрывы в молекуле ДНК, нарушаются пространственная структура хроматина и считывание наследственной информации. Например, при дозе радиации 1 Гр в каждой клетке человека возникает 1000 одиночных и 10–100 двойных разрывов, причем каждый из последних может стать причиной поломки хромосомы.

Следует заметить, что задержка деления имеет важное значение, так как создает благоприятные условия для ферментных систем reparации,

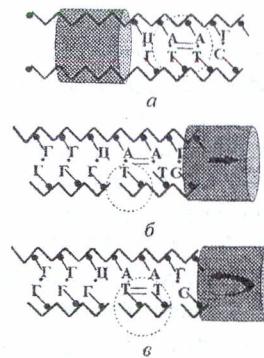


Рис. 3.5. Репарация структуры ДНК

длинной нити молекул ДНК, проверяя ее целостность. Причем эти системы дублируют друг друга, повышая надежность всего механизма наследования информации. Если обнаруживаются повреждения, ферментные системы производят ремонт. Восстановление начинается с надрезания нити ДНК вблизи повреждения (см. рис. 3.5, б). После повторного надреза при обратном движении дефект удаляется. Далее ферментный комплекс осуществляет застройку бреши и сшивание нити. Если доза продолжает расти, то восстановительных ферментов может не хватить. Усложняется и сама задача: обломки могут расходиться. Как правило, гибель одной клетки и даже многих клеток не опасна для организма. Сложнее обстоит дело в тех случаях, когда часть поврежденной ДНК остается не устраниной и это повреждение закрепляется в наследственной информации. Поэтому должна работать еще одна защитная система – иммунная.

В последнее время стало известно, что иммунная система защищает наш организм не только от проникновения микробов, вирусов и т. п., но и от проникновения любой чужой генетической информации, в том числе и от пересаженных из другого организма клеток, а также от видоизменений в собственном организме. Особые клетки – Т-лимфоциты (киллеры) – отыскивают единичные трансформированные клетки и убивают их. Пока иммунная система человека активна, ей не опасны отдельные трансформированные клетки.

До сих пор шла речь о поражении ядра. Однако при анализе причин летального радиационного поражения следует рассмотреть вопрос о радиочувствительности цитоплазмы клетки. Результаты многочисленных экспериментов дали убедительные доказательства более высокой радиочувствительности ядра, его решающей роли в поражении клетки при облучении [9, 7, 22, 35, 61, 72]. Например, были поставлены следующие эксперименты на амебе. Ядро из облученной амебы пересаживали в необлученную, удалив ее собственное ядро. Амeba погибала через три дня (рис. 3.6, а). Когда же облученной амебе пересаживали здоровое ядро, она погибала через три недели (рис. 3.6, б). Таким образом, на первый взгляд более радиочувствительным является ядро. Однако некоторые опыты опровергают этот факт. Например, опыт Д. Дюри, когда он облучал ядра, выделенные из яиц лягушки и саламандры. Даже при облучении дозой в 30 000 Р в них не было замечено каких-либо изменений. Радиочувствительность восстанавливалась лишь при возвращении ядра в клетку, в окружение цитоплазмы. В ядре при этом обнаруживались все типичные для облучения изменения. В другом опыте Дюри из клетки, облученной рентгеновскими лучами, извлекали 0,0001 мл и вводили ее поблизости от ядра в другую необлученную клетку. Через два часа в ней можно было заметить все характерные признаки лучевого повреждения, вплоть до поломок хромосом. Таким образом, более правильно было бы сказать так:

- клетка реагирует на излучение как единое целое. Отдельные структурные образования в ней могут быть более чувствительны к облучению, другие менее, но выявляется эта разница только при действии излучения на всю клетку.

Как уже отмечалось, наиболее опасны повреждения ядра, так как ядро несет наследственную информацию о самой клетке, всем организме и т. п. Повреждения ядра приводят к наследственным изменениям – **мутациям** (лат. *mutatio* – изменение, перемена). Мутагенное воздействие ионизирующего излучения впервые установили советские ученые Г. А. Надсон и Г. С. Филиппов в 1925 году в опытах на дрожжах. В 1927 году это открытие было подтверждено Г. Меллером на классическом генетическом объекте – дрозофиле.

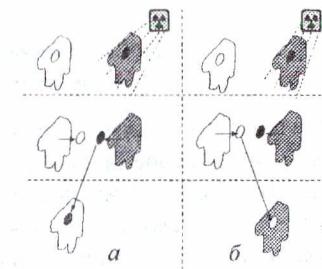


Рис. 3.6. Схема операции по пересадке ядра у амебы

3.2.2. Радиочувствительность органов и тканей при внешнем облучении

Реакции организма на излучение весьма многообразны и определяются они как особенностями ионизирующего излучения, так и свойствами самого организма, например:

- облучение летучей мыши в состоянии спячки смертельной дозой рентгеновских лучей не вызывает каких-либо патологических процессов. Животные гибнут от лучевой болезни лишь спустя много дней (до трех недель) после пробуждения.

Радиочувствительность различных тканей организма зависит от биосинтетических процессов и связанной с ними ферментативной активности. **Деление** является критическим моментом в жизни облученной клетки. Поэтому наиболее высокой радиопоражаемостью отличаются органы и ткани с интенсивно делящимися клетками:

- **кроветворной системы** (костный мозг, селезенка, лимфатические узлы);
- **пищеварительной системы** (слизистые оболочки тонкой кишки, желудка);
- **половой системы**.

Плазма крови состоит на 90–92 % из воды и 8–10 % органических и неорганических веществ. Эритроциты – самые многочисленные элементы крови (4–5,5 млн в 1 мм). Физиологическая роль красных кровяных клеток обусловлена наличием в них гемоглобина. Продолжительность жизни 30–120 дней. Образуются эритроциты в красном костном мозге, а разрушаются в печени и селезенке. Лейкоциты – бесцветные, ядроодержащие клетки, по размеру больше, чем эритроциты. В 1 мм³ крови их насчитывается 6–8 тыс. В отличие от эритроцитов лейкоциты способны передвигаться подобно амебе. Они обладают свойством поглощать и перерабатывать попадающие в кровь инородные вещества. Один лейкоцит может поглотить 15–20 микробов. Благодаря фагоцитозу белые кровяные клетки осуществляют защитную функцию. Они принимают участие в создании иммунитета, вырабатывая защитные вещества – антитела, а также освобождают организм от погибших клеток. Продолжительность жизни лейкоцитов 3–5 дней. Образуются они в красном костном мозге, лимфатических узлах, печени. Защита организма от инфекций обеспечивается не только фагоцитарной функцией лей-

коцитов, но и образованием особых защитных веществ – антител и антитоксинов. Они вырабатываются лейкоцитами и тканями различных органов в ответ на внедрение в организм возбудителей заболеваний. Антитела – белковые вещества, способные склеивать микроорганизмы, растворять, разрушать их. Антитоксины обезвреживают яды, выделяемые микробами.

Свертывание крови – важнейшая защитная реакция организма, препятствующая кровотечению. При уменьшении способности крови к свертыванию даже незначительное ранение может вызвать смертельное кровотечение. Кровь человека свертывается в течение 3–4 мин. В свертывании крови принимают участие тромбоциты (кровяные пластинки). У человека – это плазматические безъядерные образования. В 1 мм³ крови человека содержится 200–400 тыс. тромбоцитов. Место образования – костный мозг. Длительность их жизни 2–5 дней.

Кровеносная система и красный костный мозг (кроветворная соединительная ткань, в которой образуются кровяные клетки) наиболее уязвимы при облучении и теряют способность нормально функционировать уже при дозах 0,5–1 Гр. Однако они обладают способностью восстанавливаться, и если не все клетки поражены, кровеносная система может восстанавливать свои функции.

Репродуктивные органы, например семенники, также отличаются повышенной радиочувствительностью. Облучение выше 2 Гр приводит к постоянной стерильности. Только через много лет они могут полноценно функционировать. Яичники менее чувствительны, по крайней мере у взрослых женщин. Но однократная доза более 3 Гр все же нарушает их функцию.

Очень восприимчив к излучению **хрусталик глаза**. Погибая, клетки хрусталика становятся непрозрачными и, разрастаясь, приводят к катаракте, а затем к полной слепоте (при дозах около 2 Гр).

Чем выше на эволюционной лестнице стоит живой организм, тем он более радиочувствителен (рис. 3.7). Различной радиочувствительностью обладают не только организмы разных биологических видов, но и организмы одного вида. Людям также свойственна индивидуальная радиочувствительность. Радиопоражаемость организмов в основном тем выше, чем сложнее их организация. Установлено, что среди различных биологических объектов наибольшей радиочувствительностью обладают **млекопитающие**, хотя есть и исключения. Разница в чувствительности и поражаемости излучением у простейших и высших организмов чрезвычайно велика (рис. 3.7). Так, смертельная доза для инфузории колеблется

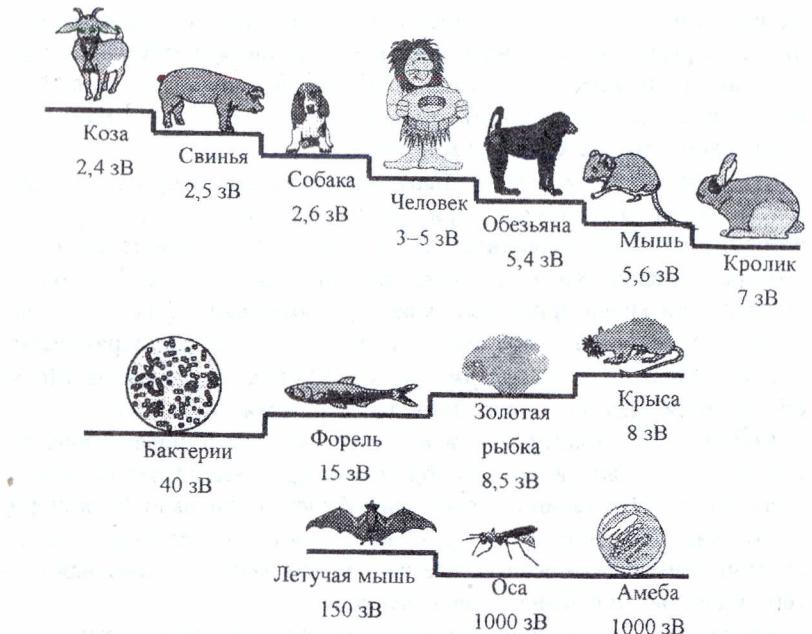


Рис. 3.7. Чувствительность к рентгеновским и гамма-лучам различных биологических объектов (дозы в звертах для $^{50}\text{ЛД}_{50}$)

в пределах 86–144 Кл/кг, а для человека – 0,1–0,17 Кл/кг. Человек по своей чувствительности к радиоизлучению занимает промежуточное место между собакой и мышью и обладает такой же чувствительностью, как и обезьяна. Принято считать, что при кратковременном облучении всего тела **летальная доза** $^{50}\text{ЛД}_{50}$ для человека составляет 3,5 Гр, а $^{100}\text{ЛД}_{50} = 6$ Гр.

Поражение отдельных органов человека сопровождается также общими нарушениями в работе организма:

- скажем, поражение костного мозга влечет за собой резкое уменьшение количества циркулирующих в крови лейкоцитов, а это, в свою очередь, ослабляет системы защиты организма от микробов, в том числе и от нормальных, неопасных обитателей кожи и слизистых оболочек;
- поражение слизистой оболочки кишечника ведет к увеличению ее проницаемости, потере белков, солей и к проникновению микробов в кровь, развитию воспалительных процессов (вплоть до заражения крови).

3.3. ФАКТОРЫ, ВЛИЯЮЩИЕ НА БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Еще в 40-х годах исследованиями Б. Раевского и Г. Квастлера было установлено следующее [10, 14, 61, 72]: в определенных диапазонах, несмотря на увеличение дозы, средние сроки гибели мышей не меняются; соответствующая кривая, описывающая зависимость средней продолжительности жизни мышей от дозы облучения, состоит из трех участков (рис. 3.8).

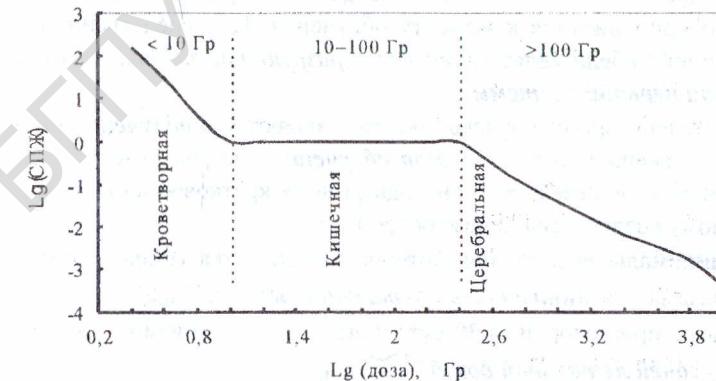


Рис. 3.8. Схематическое изображение зависимости средней продолжительности жизни (СПЖ) от дозы облучения

Ступенчатый характер развития болезненных симптомов при воздействии облучения к настоящему времени обнаружен для самых разнообразных животных. Радиация поражает в той или иной степени все органы и ткани, но причиной гибели обычно является поражение какого-то одного из них – критического в данной ситуации. **Критическим** называют жизненно важный орган (систему), который первым выходит из строя в данном диапазоне доз радиации. На рис. 3.8 видны три области "насыщения эффекта", соответствующие **трем основным клиническим синдромам**:

- В диапазоне доз 3–9 Гр критической является **кроветворная система**. Так называемая костномозговая гибель облученных животных наблюдается обычно на 7–15-е сут после лучевого воздействия. Снижение тромбоцитов – одна из причин крово-

точности, в сочетании со снижением лейкоцитов оно способствует развитию инфекционных заболеваний.

- В диапазоне 10–100 Гр животные погибают на 3–5-е сут, т. е. когда угнетение кроветворения не успело развиться. Причина смерти – выход из строя **кишечника** – другого критического органа ("кишечная гибель"). Это явление наблюдается и при меньших дозах (3–9 Гр), но не определяет исхода лучевой болезни.
- В диапазоне 100–1000 Гр момент гибели организма скачкообразно приближается к моменту облучения. Непосредственной причиной гибели является **массовое разрушение клеток центральной нервной системы**.

На степень тяжести лучевой болезни влияют **вид облучения** (общее, местное, внешнее и т. п.) и **доза облучения**. Острая лучевая болезнь возникает у человека, если он подвергается кратковременному радиационному воздействию в дозе более 1 Гр:

- минимальная доза, при которой наблюдается гибель организма, называется **минимальной летальной дозой** (LD_{min});
- доза, при которой за 30 сут гибнет 50 % организмов, называется **средней летальной дозой** (LD_{50});
- доза, при которой гибнет 100 % живых организмов, называется **абсолютной летальной дозой** (LD_{100}).

Наиболее частым критерием при аварийной ситуации служит средняя летальная доза LD_{50} . Следует заметить, что воздействие ионизирующего излучения на организм зависит не только от величины дозы облучения, но и от времени, за которое она была получена. Поэтому важной характеристикой является **мощность дозы**:

- **мощность экспозиционной дозы**: $X' = dx/dt$;
- **мощность поглощенной дозы**: $D' = dD/dt$;
- **мощность эквивалентной дозы**: $H' = dH/dt$.

Биологическое действие ионизирующего излучения примерно пропорционально поглощенной энергии. При однократном облучении всего организма человека возможны следующие биологические нарушения:

- 0–0,25 Гр – заметных клинических изменений в большинстве случаев не наблюдается;
- 0,255–0,5 Гр – временные изменения состава крови, которые быстро нормализуются. Возможны остаточные последствия;

- 0,5–1,0 Гр – умеренные изменения в крови без серьезной потери трудоспособности. У отдельных облученных появляется рвота. Исход благоприятный;
- 1,0–2,0 Гр – легкая форма лучевой болезни (костномозговая). Заметные изменения в составе крови. Умеренная тошнота, усталость. Благоприятный исход после нескольких недель лечения;
- 2,0–4,0 Гр – лучевая болезнь 2-й степени. Уменьшение числа лейкоцитов, рвота, потеря аппетита, под кожные кровоизлияния. Возможны смертельные исходы;
- 4,0–6,0 Гр – тяжелая форма лучевой болезни 3-й степени. В течение месяца 50 %-й смертельный исход. Рвота, кровоизлияние, повышение температуры;
- Свыше 6,0 Гр – крайне тяжелая форма лучевой болезни. Через 2–4 ч возникает рвота, в крови почти полностью пропадают лейкоциты, появляется кровавый понос. Смертность 100 %. Причинами чаще всего являются кровоизлияние или инфекционное заболевание.

Лучевая болезнь – определенный комплекс проявления поражающего действия ионизирующих излучений на организм. В зависимости от быстроты развития заболевания различают следующие формы:

- **острая лучевая болезнь**;
- **хроническая лучевая болезнь**;
- **местные радиационные поражения**.

В результате длительного внешнего или внутреннего облучения организма человека относительно малыми дозами ионизирующего излучения может возникнуть хроническая форма лучевой болезни. По степени тяжести различают четыре стадии этой болезни:

- **Первая стадия – легкая**. Период формирования хронической лучевой болезни совпадает со временем накопления определенной дозы облучения. После снижения облучения или устранения источника облучения может наступить практически полное выздоровление. Наблюдаются изменение состава крови. Жалобы на недомогание, слабость, утомляемость, расстройство сна и т. д.

- **Вторая стадия – средняя**. Характеризуется нарастанием всех симптомов первой стадии. Частые головные боли, ухудшение памяти, бессонница, кровоточивость десен, под кожные кровоизлияния.

- Третья стадия – тяжелая. Характеризуется малообратимыми признаками заболевания. Резкая слабость, головокружение, тошнота, изменения состава крови. Полное выздоровление не наступает.
- Четвертая стадия – весьма тяжелая. Многочисленные кровоизлияния, язвы. Сопротивляемость к инфекциям практически отсутствует. Большинство больных погибают.

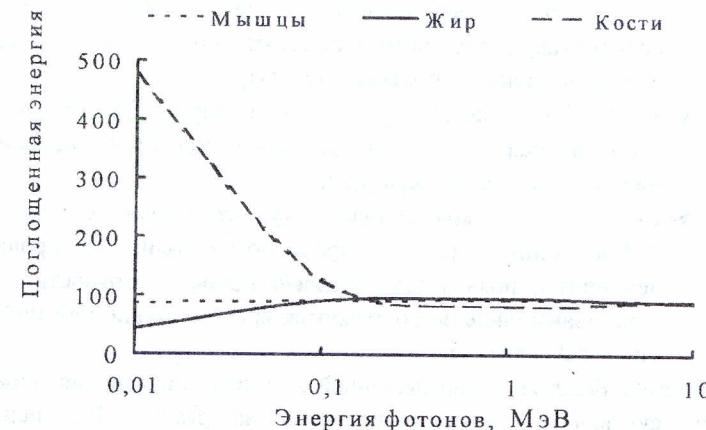


Рис. 3.9. Зависимость величины поглощенной энергии (Дж/кг) от жесткости излучения и плотности тканей

Биологическое действие ионизирующего излучения существенно зависит от его вида. С уменьшением жесткости излучения и увеличением плотности ткани поглощенная доза возрастает в несколько раз (рис. 3.9). Биологический эффект при облучении организма зависит также от плотности ионизации, которая различна для различных видов излучения. Как уже отмечалось, по степени радиационной опасности на первом месте стоит α -излучение. Однако внешним α -излучением можно пренебречь, т. к. его проникающая способность очень мала. На втором месте оказываются быстрые нейтроны, дающие большую плотность ионизации. На биологическое действие ионизирующего излучения влияет также площадь облучения. Как правило, при одном и том же источнике **местное облучение** протекает легче, чем **общее**. Степень повреждающего действия ионизирующего излучения связана с локализацией лучевого воздействия. Наиболее выражено оно при воздействии лучевой энергии на область живота, затем груди и головы, меньше – при облучении конечно-

стей. Исследования относительной чувствительности различных органов млекопитающих позволили установить существенные различия в вероятности выживания локально облученных животных. Поскольку одним из наиболее чувствительных к облучению органов оказался костный мозг, то экранирование даже хвоста мыши повышает величину $^{100}\text{ЛД}_{30}$ на 50 %. На этом, в частности, базируется лучевая терапия злокачественных новообразований (см. рис. 3.10).

ОРГАН	ДОЗА, Гр
хрусталик	2–12
легкое	23–30
молочная железа	58–146
печень	32–40
почка	20–27
кишечник	42–66
кожа	52–60
костный мозг	1–8

Рис. 3.10. Допустимые дозы в лучевой терапии

Реакция организма на облучение в значительной степени зависит от **продолжительности облучения**:

- поражающее действие ионизирующего излучения возрастает с увеличением дозы и несколько уменьшается при ее фракционировании, т. е. при многократном облучении долями суммарной дозы.

Это объясняется тем, что параллельно с развитием лучевого поражения идут **процессы восстановления** (репарации) [14, 72]. Однако полного восстановления в облученном организме не происходит.

Глава 4. ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ ГИГИЕНЫ НАСЕЛЕНИЯ

Миллионы лет на нашей планете был относительно неизменный естественный радиационный фон. И только в XX столетии непрерывное расширение применения ионизирующих излучений в различных областях науки и техники, сельского хозяйства и медицины привело к возникновению реальной угрозы загрязнения окружающей среды продуктами радиоактивного распада и к облучению значительных групп людей. Такое облучение происходит преимущественно в "малых дозах". Для нашей республики эта проблема особенно актуальна в связи с аварией на Чернобыльской АЭС, результатом которой является накопление радионуклидов в почве, воде, в продуктах питания растительного (зерно, овощи и т. п.) и животного (мясо, рыба и т. п.) происхождения.

Воздействие ионизирующей радиации на животный и растительный мир существенно отличается от других экологических факторов [10, 14, 24, 35] и до настоящего времени оценивается неоднозначно, особенно в области воздействия "малых доз" радиации [13, 20, 38]. Определение диапазона "малых доз" является сложной и, как нам кажется, до настоящего времени нерешенной задачей. Радиочувствительность живых существ сильно различается. С одной стороны, "малые дозы" оказывают стимулирующее действие, например:

- облучение куриных яиц в дозах 0,14–2,9 рад увеличивает выживаемость цыплят на 3–6 %. Яйценоскость кур увеличивается на 7–15 %;
- предпосевное облучение семян в дозах 0,05–0,5 рад ускоряет прорастание семян на 1–2 недели, и за счет этого ускоряется созревание культуры, увеличивается урожайность на 10–20 %.

С другой стороны, то, что можно считать "малой дозой" для растений, для животных и человека может стать смертельной дозой (см. рис. 3.7). Здесь нам кажется важным провести разлитеие между **физиологическими** (поддающимися радиационной стимуляции) и **генетическими** (нестимулируемыми) процессами. И если мутационные процессы у растений иногда можно использовать для создания новых сортов, то у животных и особенно человека такое вмешательство может отрицательно сказаться на их жизнеспособности. Диапазон "**малых доз**" можно условно определить как:

- дозы, превышающие в 5–10 раз естественный фон и примерно в 1000 раз меньше, чем ${}^{50}\text{ЛД}_{30}$;
- применительно к человеку малые дозы – это 0,04–0,05 Гр при однократном облучении.

Изучение действия "малых доз" радиации относят к началу 60-х годов и связывают с работами доктора А. Стюарт [24, 38, 70], которая впервые попыталась установить зависимость между заболеваемостью лейкемией детей **младшего** возраста и рентгеновскими обследованиями их матерей в **период** беременности. А. Стюарт доказала, что опасность возникновения лейкемии у ребенка при облучении матери в первые месяцы беременности в десять раз выше, чем при облучении в конце срока. Таким образом, был разрушен миф о безобидности рентгеновской диагностики беременных женщин и пришло понимание опасности низкогорневой радиации.

В 1972 году А. Петко (Канадская лаборатория атомной энергии) провел исследования, позволившие выяснить, как химические вещества проходят через клеточную мембрану и попадают в живую клетку. Он установил, что при дозе 35 Гр (доза от естественного фона за 35 тыс. лет), полученной за несколько минут в рентгеновской установке, мембранны разрушаются очень быстро. Однако увеличив время облучения (при сохранении суммарной дозы), А. Петко обнаружил, что:

- клеточные мембранны белых клеток крови разрушаются уже при дозе меньше 1 рад;
- чем больше время экспозиции, тем меньше пороговая доза, при которой разрушаются мембранны клеток.

Таким образом, облучение "малыми дозами" приводит не к мутационным изменениям на генном уровне, а к интенсивному разрушению клеточных мембранны. Уже в 1971 году в правительственный докладе США было отмечено:

- вследствие недооценки или ошибочной трактовки биологических последствий длительного облучения в "малых дозах" может возникнуть серьезная угроза населению на генетическом уровне.

Это предостережение особенно важно в настоящее время, так как основным путем проникновения "малых доз" в наш организм являются продукты питания [21, 50, 58, 65, 70].

Внутреннее облучение вызывают естественные радионуклиды, находящиеся в организме (${}^{40}\text{К}$, радионуклиды семейства урана и тория и т. п., поступающие в организм с водой, пищей, воздухом и т. д.). Внутреннее облучение создают примерно 40 % естественного фона, около 60 % приходится на внешнее облучение (рис. 4.1). Подвергаясь в тканях тела радиоактивному распаду, вещества, попавшие в организм, излучают α , β или γ -частицы и в физическом смысле действуют аналогично внешнему облучению организма. Но есть принципиальная

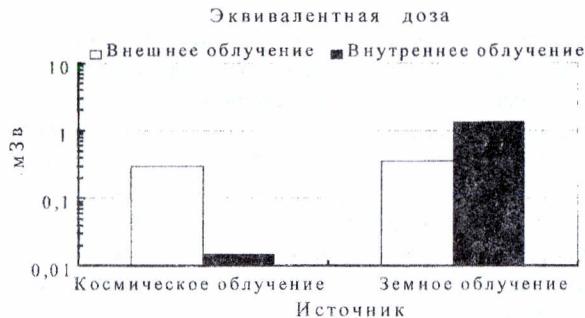


Рис. 4.1. Естественные источники радиации

разница. Если изотоп излучает γ -частицы, то значительная часть их выходит за пределы организма, не причиняя ему вреда. Зато энергия β - и α -частиц полностью поглощается организмом, т. е. они в этом случае представляют наибольшую опасность. Следует учесть, что изотопы могут накапливаться в организме локально и создавать опасные дозы в отдельных органах. Внешнее и внутреннее облучение требуют различных мер безопасности. И если от внешнего облучения можно защититься специальными экранами или другими средствами, то с внутренним облучением это сделать практически невозможно.

Предметом обсуждения в данной главе является внутреннее облучение, обусловленное радионуклидами, поступившими в организм с вдыхаемым воздухом, с пищей и т. п. Прежде чем мы подробнее рассмотрим возможные пути проникновения радионуклидов в организм человека, сразу же заметим, что в силу специфического строения тела человека уже содержит некоторые радионуклиды (см. приложение, табл. 4.1) [11, 45, 67]. Благодаря постоянному присутствию природных радионуклидов в биосфере и вследствие постоянного обмена веществ между организмом и средой неизбежно поступление их в организм.

4.1. ПУТИ ПРОНИКНОВЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

Различают три основных пути поступления радиоактивных изотопов в организм (рис. 4.2):

- при вдыхании загрязненного радиоактивными аэрозолями воздуха;
- через желудочно-кишечный тракт с водой и пищей;
- через кожу (поврежденную и неповрежденную).

Наиболее опасен первый путь – из-за большого объема легочной вентиляции (до $20 \text{ м}^3/\text{день}$). В результате процессов самоочищения атмосферы большая часть радионуклидов выпадает на поверхность земли и только незначительное количество короткоживущих радионуклидов в виде аэрозолей и газов распадается в атмосфере. Прежде чем попасть в организм человека, радиоактивные вещества проходят по сложным маршрутам в окружающей среде (рис. 4.3), и это необходимо учитывать при оценке доз облучения, полученных от какого-либо источника.

Дальнейшее распространение радионуклидов, выпавших на почву, зависит от ряда условий: физико-химических свойств отдельных изотопов и почвы; наличия в почве ионов, близких этим изотопам по свойствам; характера движения грунтовых вод и т. п. [33, 44, 48, 58, 62, 65, 68, 70]. Например, высокой емкостью поглощения обладают глинистые почвы и чернозем, сорбционная способность которого обусловлена наличием в нем гумуса. Поглотительная способность песчаных почв гораздо меньше. Установлено, что осколочные продукты при попадании на поверхность почвы прочно удерживаются в ее поверхностном слое. До 80 % ^{90}Sr и ^{137}Cs удерживается в верхнем слое почвы и лишь малая их часть проникает глубже 15 см.

Из почвы радионуклиды попадают в растения и далее по пищевым цепочкам в организм человека (рис. 4.3). Например, ^{131}I поступает в пищевые цепи в основном за счет непосредственного отложения на листьях и стеблях растений. В первые часы загрязнения можно смыть с овощей до 80 % йода. Чем прочнее изотоп фиксируется в почве, тем меньше его количество попадает в растения (овес, выросший на песке, накапливает стронция в несколько раз больше, чем овес, произрастающий на тяжелом суглинке) (см. приложение, табл. 4.2 – 4.4). Поглощение радионуклида определяется также наличием в почве стабильного носителя. Например, скорость поступления ^{89}Sr , ^{90}Sr из почвы в растения уменьшается с увеличением в ней



Рис. 4.2. Основные пути поступления радионуклидов

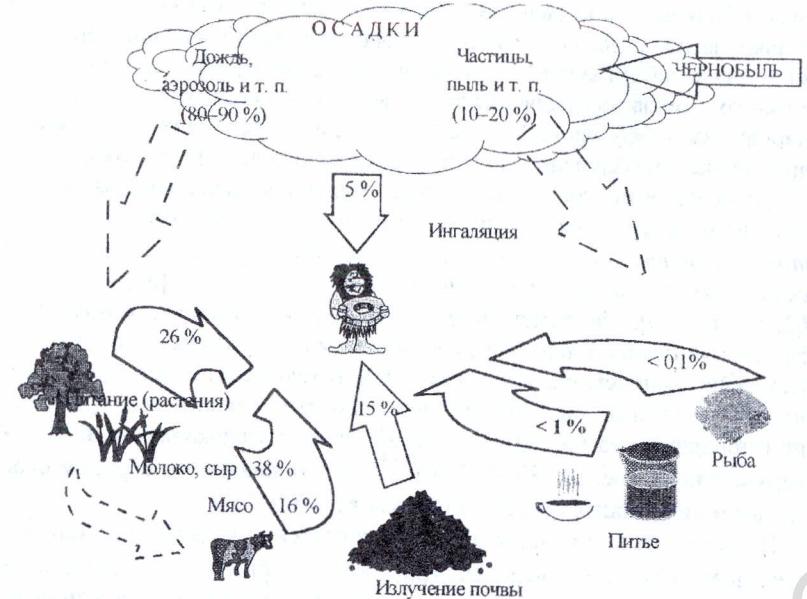


Рис. 4.3. Внутреннее облучение: пути воздействия на человека

концентрации кальция. Радионуклиды, растворимые в воде, легко проникают в наземные части растений или задерживаются в корневой системе (рис. 4.4).

По степени накопления таких радиоактивных веществ, как цезий, стронций, овощи и фрукты размещаются в следующей последовательности: капуста, огурцы, томаты, лук, чеснок, картошка, морковь, свекла, редис, фасоль, горох, бобовые, щавель.

Среди ягод и фруктов менее радиационно восприимчивы яблоки и груши, более восприимчивы – красная и черная смородина.

Отдельные растения очень интенсивно поглощают радионуклиды – это мхи, лишайники, грибы и т. п. Корневая система (грибница) произрастающих в лесу ягод и грибов находится в поверхностном слое почвы и подстилке. В то же время около 90 % от общего количества

^{137}Cs как раз сосредоточено в лесной подстилке и верхнем минеральном слое почвы. В связи с этим грибы (маслята, маховики, польский

гриб, зеленки, гружи, волнушки) и дикорастущие ягоды (черника, клюква, малина) характеризуются наибольшим накоплением радионуклидов среди лесной флоры. В меньшей степени накапливают радионуклиды белый гриб, лисички, подбересовики, подосиновики, сыроежки и опята.

Накопление радионуклидов растениями существенно зависит от плотности загрязнения почвы, ее состава и влажности. Так как ^{137}Cs хорошо растворяется в воде, то на увлажненных почвах, болотах переход цезия в корневую систему, например, грибов и ягод более интенсивен. Различные части грибов также неравномерно поглощают радионуклиды. Так, например, в шляпках польского гриба, подбересовика, боровика наблюдается большая концентрация радионуклидов. В действующих сейчас *Республиканских допустимых уровнях содержания радионуклидов* (РДУ-99) по цезию есть норматив для сушечных грибов – 2500 Бк/кг (РДУ-92 – 3700 Бк/кг). Для свежесобранных грибов следует руководствоваться нормативом в 10 раз меньшим – 250 Бк/кг, так как свежий гриб содержит около 90–95 % влаги (см. приложение, табл. 2.16).

Для травянистой растительности большая доля усвоенной активности концентрируется в стеблях (65–80 %) и меньшая – в плодах. Для древесных пород наиболее высокие значения удельной активности отмечены в листьях и хвое, а наименьшее – в древесине, причем установлено, что лиственные породы характеризуются более высоким значением коэффициента накопления данного радионуклида, чем хвойные (рис. 4.5). При заготовке древесины следует учитывать, что в большей степени аккумулирует в себе радионуклиды цезия дуб. Далее по накоплению ^{137}Cs идут береза, сосна, ольха, осина.

Для сельскохозяйственных растений отмечено различие коэффициента накопления не только по видам растений, но и по сортам.

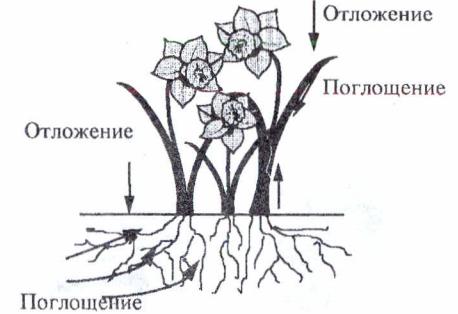


Рис. 4.4. Переход "почва – растение"



Рис. 4.5. Уровни накопления радиоцезия в составных частях древесины (Мозырский район)

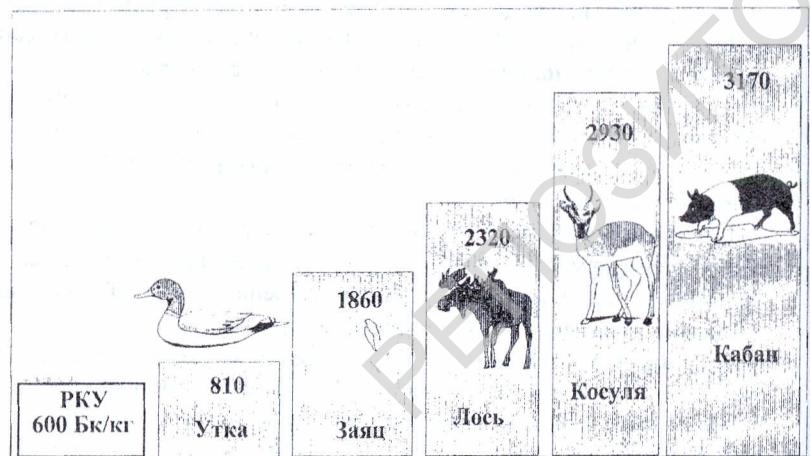


Рис. 4.6. Содержание радионуклидов ^{134}Cs , ^{137}Cs в мясе диких животных

Стронций-90 в 2–6 раз интенсивнее поглощается бобовыми культурами, чем злаковыми. Содержание цезия, как правило, также выше в зернобобовых культурах по сравнению со злаковыми. Для большого количества культур, произрастающих на различных типах почвы, определены коэффициенты пропорциональности, на основании которых можно прогнозировать уровень загрязненности урожая (см. приложение, табл. 4.2 – 4.4).

Основная опасность связана с процессом накопления радионуклидов в продуктах животноводства (мясо, молоко, яйца), который зависит от условий питания, продолжительности жизни, физиологических особенностей животного и т. п. (см. приложение, табл. 4.3 и рис. 4.6). Например, говядина накапливает большее количество радионуклидов по сравнению со свининой при условии пастильного содержания крупного рогатого скота. При стойловом содержании эти цифры отличаются незначительно. В организме животных ^{137}Cs концентрируется главным образом в мышечной ткани, а ^{90}Sr – в костной.

Среди пищевых продуктов наибольшего внимания заслуживает молоко, так как в нем в значительной степени накапливается цезий. Переход ^{137}Cs в молоко у коров колеблется от 0,4 до 1,2 % на 1 л в сутки в результате потребления с кормами, а у овец эта величина выше: 2–3 % на 1 л (см. приложение, табл. 4.6). В табл. 4.5 приведены коэффициенты перехода ^{90}Sr и ^{137}Cs из рациона в продукты животноводства. На содержание радионуклидов в мясе свиней существенно влияет также режим кормления.

Источником поступления ^{137}Cs в организм человека могут быть куриные яйца. До 90 % йода содержится в желтке. При однократном поступлении с кормом до 1 % цезия переходит в яйца. При ежесуточном поступлении цезия его содержание в яйце через 6–7 сут достигает 2,3–3 % (для стронция-90 – до 39 %) (относительно величины ежесуточного поступления):

- концентрация ^{137}Cs в белке яйца в 2–3 раза выше, чем в желтке, а в скорлупе содержится лишь 1–2 % (^{90}Sr – до 60 %) от общего его количества в яйце;

- в скорлупе яйца сосредоточено до 3,5 % ^{90}Sr , в белке – до 0,5 %.

Несколько иные механизмы накопления и передачи радионуклидов действуют в водных средах, так как природа пищевых цепочек там сложнее. Радионуклиды могут поглощаться водорослями, планктоном, другими организмами, которые поедаются рыбой, попадающей

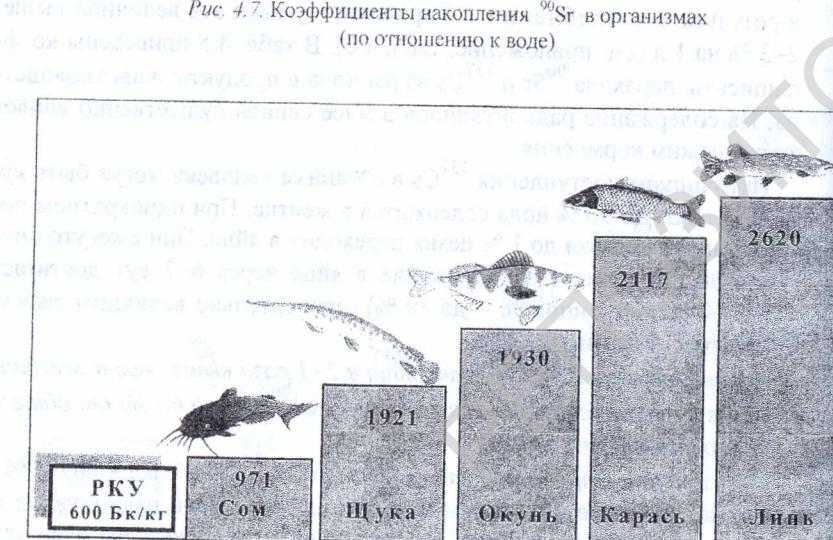
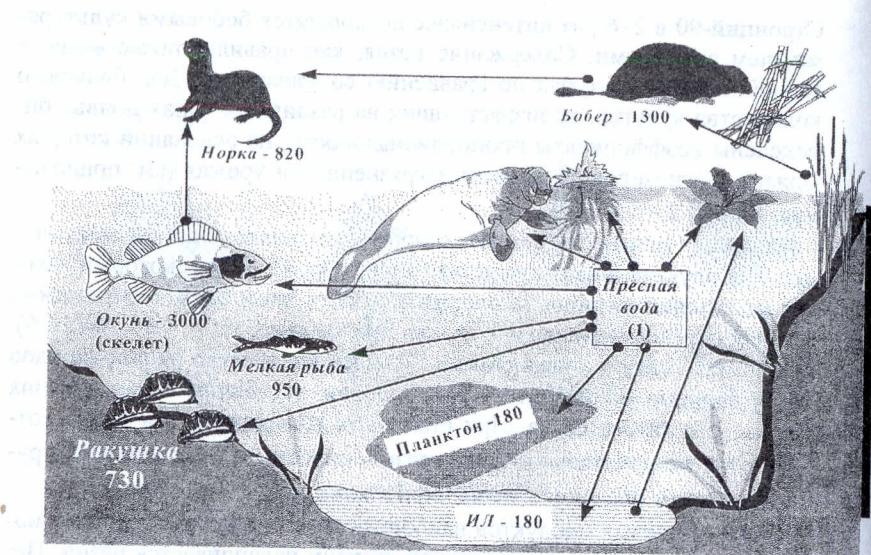


Рис. 4.8. Накопление радиоцезия у рыб (р. Припять, г. Мозырь)

затем на стол человека (см. рис.4.7). К организмам – концентраторам радионуклидов – относят в первую очередь ракообразных, моллюсков, некоторые водоросли, придонных животных и растения и т. п. Особенно много радионуклидов накапливается в икре рыб. В рыбе пресноводных водоемов ^{137}Cs содержится в 10–100 раз больше, чем в морской рыбе. Коэффициент накопления может составить в водных растениях 100–1000; в мышечной ткани рыб – > 1000; в моллюсках – 100–700; в ракообразных – 500–1200. Институтом зоологии НАН Беларуси проведены радиоэкологические исследования бассейнов рек Припяти, Днестра, Сожа, Немана. Установлено (рис. 4.8), что наиболее сильно накапливает радиоцезий донная рыба (линь, карась, сом, окунь, щука). Водоплавающие птицы также накапливают радионуклиды:

- до 60 % радионуклидов в костях составляет стронций;
- 90 % радионуклидов в мышцах – цезий;
- коэффициенты накопления (по отношению к содержанию в воде) равны соответственно 1500 и 900.

4.2. ОСОБЕННОСТИ ПОРАЖАЮЩЕГО ДЕЙСТВИЯ ОТДЕЛЬНЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

С продуктами питания радионуклиды поступают в организм человека и становятся внутренними источниками облучения. Поведение радионуклидов в организме обусловлено химическими особенностями каждого изотопа. Наибольшую опасность представляют радионуклиды с **высокой степенью всасывания и избирательным накоплением в жизненно важных органах, с большим эффективным периодом полуыведения ($T_{\text{эфф}}$)**. По характеру распределения в организме человека радионуклиды условно можно разделить на несколько групп (см. рис. 4.9):

- накапливающиеся в скелете: ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{232}Th , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu ;
- накапливающиеся в кроветворных органах: ^{198}Au , ^{239}Po ;
- накапливающиеся в печени: ^{138}La , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{143}Ce , ^{146}Ce ;
- равномерно распределяющиеся во всех органах: ^3H , ^{14}C , ^{137}Cs , ^{103}Ru ;
- концентрирующиеся преимущественно в щитовидной железе: ^{131}I , ^{133}I , ^{135}I .

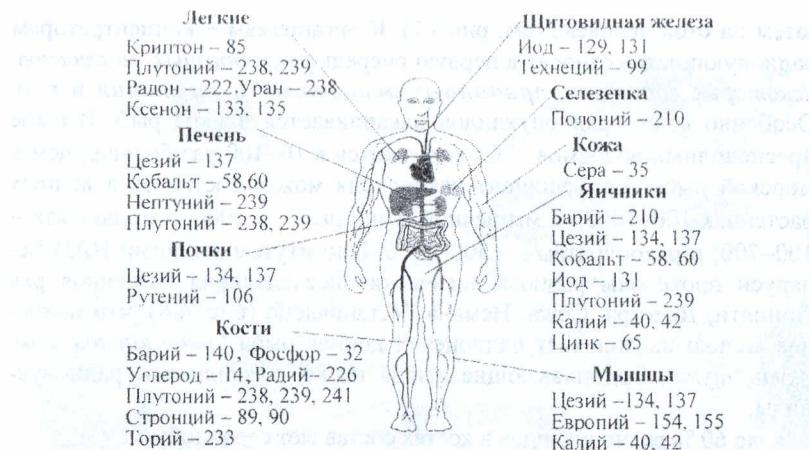


Рис. 4.9. Накопление радионуклидов в организме человека

Частицы радиоактивной пыли при вдыхании воздуха частично оседают в полости рта, откуда затем могут поступать в желудок и далее в кровь. При оценке всасывания в кровь радиоактивных веществ из желудочно-кишечного тракта имеет значение *коэффициент резорбции* (всасывания), характеризующий долю вещества, поступающего из него в кровь (см. приложение, табл. 4.7).

Длительность облучения тканей зависит от *периода полураспада* $T_{1/2}$ изотопа, а также от *периода его полувыведения* $T_{\text{био}}$ из организма. С учетом этих показателей вычисляется *эффективный период* $T_{\text{эфф}}$ времени, в течение которого активность изотопа уменьшается вдвое:

$$T_{\text{эфф}} = T_{1/2} \cdot T_{\text{био}} / (T_{1/2} + T_{\text{био}}). \quad (4.1)$$

С увеличением $T_{\text{эфф}}$, как правило, возрастает *радиотоксичность* изотопа вследствие роста суммарной дозы радиации.

В табл. 4.8 (см. приложение) приведены средние значения *годовой эффективной эквивалентной дозы* (ЭЭД), создаваемой компонентами радиоактивного фона. Для оценки степени внутреннего облучения основным количественным критерием является *величина годового поступления*, а не сведения о концентрациях радионуклидов в окружающей среде. Например, из всех естественных источников радиации наибольший вклад в дозу внутреннего облучения вносит невидимый, без цвета и запаха, тяжелый (в 7,5 раза тяжелее воздуха) газ *радон* (см. рис. 1.4, 1.5 и табл. 4.8). В настоящее время реальную опасность представляют долгоживущие и хорошо растворимые в жидкостях организма *стронций* (^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{91}Sr , ^{92}Sr), *цезий* (^{137}Cs). По своим химическим свойствам они

очень близки соответственно к кальцию и калию и циркулируют в биосфере совместно с этими элементами. Ниже мы рассмотрим физические и токсикологические характеристики некоторых радионуклидов.

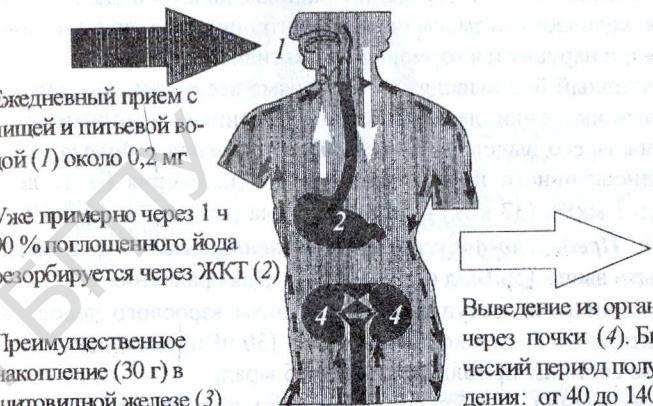


Рис.4.10. Йод в человеческом организме

ЙОД (I). Химический элемент VII группы периодической системы (относится к галогенам), представляет собой темно-серые кристаллы с фиолетовым металлическим блеском. Атомная масса 126,92. Находится в природе преимущественно в виде йодистых солей натрия, кальция, магния [10, 45]. Существует 24 изотопа, среди которых особое значение имеет ^{131}I , являющийся β -, γ -излучателем с периодом полураспада $T_{1/2} = 8,05$ сут. ^{131}I распадается с испусканием сложного β -спектра. Две его основные составляющие обладают максимальными энергиями 0,334 МэВ (7 %) и 0,606 МэВ (89,2 %), ($E_{\beta\max} = 0,807$ МэВ). Спектр γ -излучения состоит из 15 линий с энергией от 0,08 до 0,723 МэВ. В организме человека содержится около 25 мг йода, из них в щитовидной железе около 15 мг. Он поступает в организм с воздухом и пищей (рис. 4.10). Суточная потребность в йоде равна примерно 150 мкг. Содержащийся в пище йод быстро адсорбируется из желудочно-кишечного тракта (ЖКТ) в кровь. 70 % йода равномерно распределяется во всех органах и тканях человека, 30 % откладывается в щитовидной железе и выводится из нее с биологическим периодом полувыведения 120 сут ($T_{\text{эфф}} = 7,5$ сут). Особенную большую радиационную опасность йод представляет для

ход в токсикологию в онкодиагностике онкологических заболеваний. Тяжело либо грудных детей, щитовидная железа которых по массе в 20 раз меньше, чем у взрослых. Нарушение функции щитовидной железы приводит к замедлению роста; рождению недоношенных детей; развитию рака щитовидной железы. При поступлении радиоактивного йода в организм снижается количество гемоглобина и эритроцитов, а при увеличении интоксикации нарушается гормональная активность.

Радиоактивный йод выводят из организма все органы, выделяющие воду: кишечник, почки, легкие, потовые, слюнные, молочные железы. Большая часть его выделяется через почки. **Предел годового поступления** радиоактивного йода для населения (категория Б) не должен превышать 1 мКи (37 кБк) и для персонала (категория А) – 10 мКи (370 кБк). **Допустимая концентрация** ^{131}I в воде не должна быть выше 37 Бк/л (категория Б). Для сравнения:

- при единичном поступлении в организм взрослого человека радиоактивного йода в количестве 1 Бк (30 пКи) доза в щитовидной железе составит приблизительно 0,05 мрад;
- доза облучения в 1 мбэр создается при употреблении 1 л молока с активностью 0,4 Бк.

ЦЕЗИЙ (Cs). Щелочная металлическая серебристого цвета I группы периодической системы. Существуют изотопы от ^{125}Cs до ^{145}Cs . Наибольшее токсикологическое значение имеет изотоп ^{137}Cs , получающийся при делении урана и плутония. ^{137}Cs является β -, γ -излучателем (см. рис. 4.11). Среднее содержание элемента в организме человека – 1,5 мг. Около 50 % цезия попадает в организм с зерновыми, мясом, яйцами и молочными продуктами. С пищей ежедневно поступает примерно 10 мкг, а с воздухом – около 0,025 мкг. При попадании в организм цезий почти полностью всасывается из желудочно-кишечного тракта в кровь, концентрируясь в мышечной ткани (рис. 4.12). Цезий химически активен и легко вступает в соединения, т. е. хорошо растворяется в крови человека и переносится по всему организму. Так как радиоактивный цезий легко всасы-

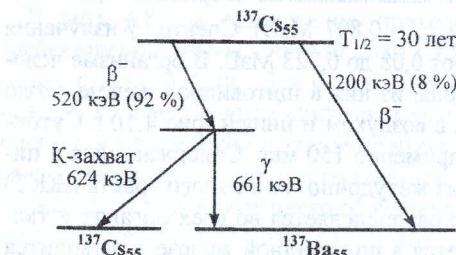


Рис. 4.11. Схема распада ^{137}Cs

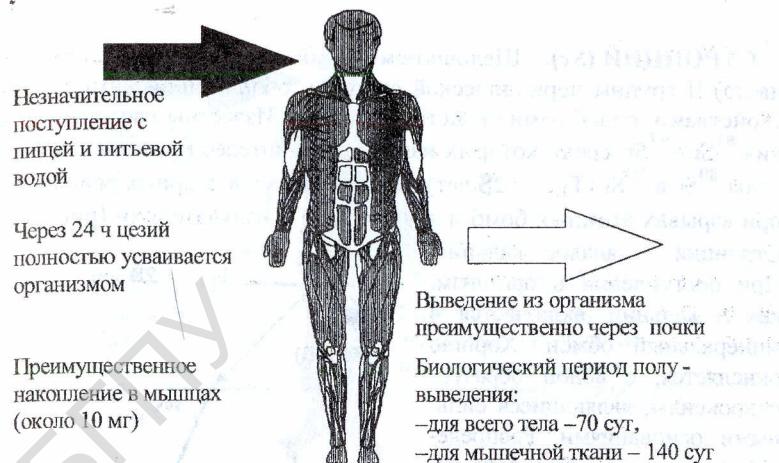


Рис. 4.12. Цезий в человеческом организме

сывается в ткани и кровь, то природа уравновесила процессы поглощения и выведения его из организма (период его полуыведения из организма в среднем 65 сут (см. приложение, табл. 4.7)). Это время зависит от возраста человека. У детей до 1 года оно составляет 9 сут, до 9 лет – 38 сут. У взрослых в возрасте 30 лет – 70 сут, свыше 70 лет – 90 сут.

Следует отметить, что стабильный цезий входит в состав организма человека и животных в количествах от 0,002 до 0,6 мкг на 1 кг мягкой ткани. Изотопы цезия обладают выраженным биологическим действием на организм. В больших дозах они вызывают *одышку, потерю аппетита, кровавый понос, снижение массы тела*. В крови уменьшается количество лимфоцитов. Среди отдаленных последствий можно назвать воспалительные процессы в легких, желудочно-кишечном тракте, среднем ухе, доброкачественные и злокачественные опухоли в различных органах и тканях. **Предел годового поступления** ^{137}Cs в организме человека (категория А) не должен превышать 6 МБк.

Допустимая концентрация цезия в воде для населения не должна быть выше 555 Бк/л. Для сравнения:

- доза облучения в 1 бэр создается при употреблении 1 л молока с активностью 0,5 Бк или 1 кг рыбы с активностью 4–5 Бк.

СТРОНЦИЙ (Sr). Щелочноземельный металл (серебристо-белого цвета) II группы периодической системы, обладающий химическими свойствами, подобными свойствам кальция. Известны изотопы стронция ^{81}Sr – ^{97}Sr , среди которых наибольший интерес представляют изотопы ^{89}Sr и ^{90}Sr ($T_{1/2} = 29$ лет), образующиеся в ядерных реакторах и при взрывах атомных бомб и являющиеся β -излучателями (рис. 4.13).

Стронций – аналог кальция. При поступлении в организм, как и кальций, включается в минеральный обмен. Хорошо окисляется, с водой образует гидроксили, являющиеся сильными основаниями. Распределение стронция в биосфере неравномерное. Большая часть ^{90}Sr находится в 5-сантиметровом слое почвы, в содержащем гумус черноземе и в 30–35-сантиметровом слое почвы, имеющем песчаную структуру. Он активно накапливается в торфяных и глиняных почвах. Стронций из почвы легко вымывается водой, попадая при этом в водоемы. В связи с этим уровни содержания стронция в воде в 40 раз жестче, чем в почве. В морской воде и морских организмах его больше, чем в пресных водоемах и пресноводных организмах (см. рис. 4.7). В основном стронций скапливается в скелете.

Выпадая на поверхность земли, радиоактивный стронций мигрирует по биологическим цепочкам и с продуктами растительного и животного (молоко) происхождения попадает в организм человека. При поступлении в желудочно-кишечный тракт (ЖКТ) он так же, как и кальций, хорошо всасывается, значительное его количество откладывается в скелете (рис. 4.14). Это приводит к облучению не только костей и костного мозга, но и других тканей. На процесс всасывания в кишечнике оказывают влияние такие факторы, как *характер питания, возраст, функциональное состояние организма* и т. п. Выделение стронция из организма происходит с калом и мочой. Распределение стронция в костях сравнительно равномерно. Он концентрируется в тех участках, где происходит активное образование кости. Соотношение кальция и стронция в золе костей 1800:1. В норме в организме человека содержится 10^{-3} % стронция. Имеют место и возрастные отличия по содержанию кальция и стронция.

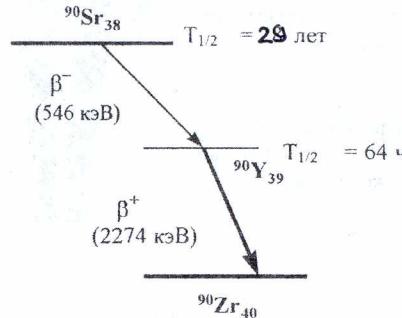


Рис. 4.13. Схема распада ^{90}Sr

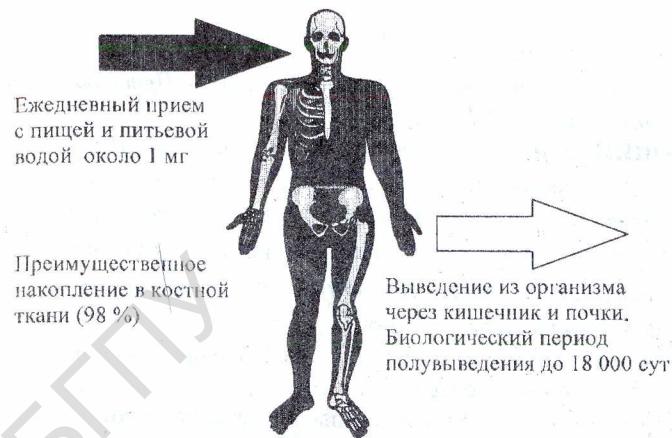


Рис. 4.14. Стронций в человеческом организме

Экспериментальные данные свидетельствуют о том, что независимо от пути и ритма поступления стронция в организм основное количество его депонируется в скелете. Эффективный период полувыведения $T_{\text{эфф}} = 6,4 \cdot 10^3$ сут ($T_{\text{био}} = 18000$ сут). При поражении стронцием наблюдается лейкопения, лимфопения, снижается количество гемоглобина и число эритроцитов. В почках нередко выражены явления нефроза. Отдаленные последствия приводят к появлению лейкозов и опухолей костей и т. п.

Допустимая концентрация стронция в воде для населения – менее 14,8 Бк/л. Для сравнения:

- при удельной активности стронция в костях человека, равной 27 пКи (1 Бк/кг), годовая доза в красном костном мозге составит около 190 мкрад (1,9 мГр).

ПЛУТОНИЙ (Pu). Радиоактивный химический элемент (серебристый металлы) VII группы периодической системы. Имеются изотопы от ^{232}Pu до ^{246}Pu . Наибольшее значение имеют ^{239}Pu ($T_{1/2} = 24065$ лет) и ^{240}Pu , которые являются α - и γ -излучателями. Плутоний, выпавший в результате чернобыльской катастрофы, является самым опасным канцерогенным веществом. Плутоний-239 схож по структуре с железом, может поглощаться в крови и переноситься к клеткам печени и костного мозга. Попадание плутония через дыхательные пути в организм человека вызывает различные легочные заболевания. Плутоний, поступивший из ЖКТ (около 0,001 %), в основном откладывается в печени и скелете (см. рис. 4.9). Биологиче-

ский период полуыведения ^{239}Pu из скелета – 100 лет ($T_{\text{эфф}} = 99,6$ лет), из печени – 40 лет ($T_{\text{эфф}} = 39,9$ лет). *Предельное годовое поступление – менее 4,7 нКи (кг/г).*

ПОЛОНИЙ (Po). Химический элемент (серебристый металл) IV группы периодической системы. Известны изотопы от ^{200}Po до ^{218}Po . С точки зрения токсикологии наибольший интерес представляет ^{210}Po ($T_{1/2} = 138,38$ сут, семейство ^{238}U), являющийся практически чистым альфа-излучателем ($E_{\alpha} = 5,3$ МэВ). Биологический период полуыведения из организма человека около 50 сут ($T_{\text{эфф}} = 36,73$ сут). Из желудочно-кишечного тракта всасывается около 10 %. Полоний накапливается в печени, почках, селезенке, содержится в крови (рис. 4.9). В первую очередь поражает печень, почки, ЖКТ и сосуды, к отдаленным последствиям относят циррозы печени, различные опухоли. Общее содержание полония в организме человека – около 1,1 нКи (40 Бк), из них 60 % находится в костях скелета. В среднем за сутки в организм человека попадает около $3,7 \cdot 10^{-2}$ – $3,7 \cdot 10^{-1}$ Бк ^{210}Po . Курение увеличивает поступление ^{210}Po в организм человека, так как в сигарете содержится от 3 до 24 мБк (в пепле – 3 мБк, в табачном дыму – 4 мБк) этого радионуклида. В легких курильщика (10–60 сигарет в день) создается концентрация полония, равная 1,66 мБк/г, что в 7–9 раз выше, чем у некурящих. *Предельное поступление* полония в организм через легкие – менее 0,84 мКи/год.

РАДОН (Rn). Согласно оценке Научного комитета по действию атомной радиации ООН [32, 57], радон вместе со своими дочерними продуктами радиоактивного распада ответствен примерно за 3/4 годовой индивидуальной эффективной дозы облучения, получаемой населением от всех естественных источников радиации (см. рис. 1.8 и табл. 4.8). Наибольший вклад в дозу облучения от естественного фона дает газ радон ^{222}Rn (дочерний продукт ^{226}Ra , рис. 1.6), который является членом ряда, образуемого продуктами распада ^{238}U (см. рис. 1.4):

- 1 гр $^{226}\text{Ra}_{88}$ в течение суток выделяет 1 мм 3 $^{222}\text{Rn}_{86}$ ($T_{1/2} = 3,8$ сут).

Радон – альфа-излучатель с энергией частиц 55 МэВ. Радон и продукты его радиоактивного распада, вдыхаемые с воздухом, подвергают радиационному воздействию клетки и ткани дыхательного тракта. В газообразном состоянии радон выделяется по трещинам горных пород [12, 18, 64]. Добыча урановой руды является дополнительным источником поступления радона в атмосферу:

- при добыче примерно 100 тыс. т руды выделяется 100 Ки радона в год;

- шахтеры урановых рудников получают дозу до 2 рад за счет радона.

Выделяющийся из месторождений урана радон насыщает грунтовые воды и с ними выходит на поверхность (см. приложение, табл. 4.9–4.10). В жилые помещения радон может поступать с природным газом и водой. Например, в сутки в помещении типичного дома выделяется радона: природным газом – 3000 Бк; водой – 4000 Бк; стройматериалами и грунтом – 60 000 Бк/л. Концентрация его в водопроводной воде мала, но вода глубоких колодцев содержит значительное количество радона. Радон проникает в помещение из грунта через фундамент и пол или выделяется строительными материалами (рис. 4.15).

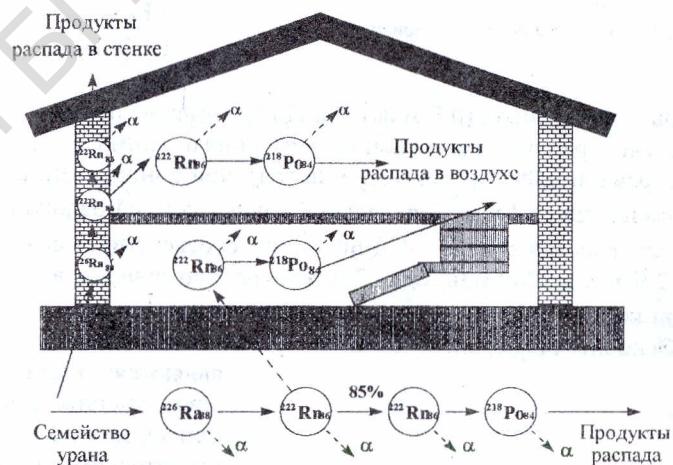


Рис. 4.15. Проникновение радона в помещение

Наиболее богаты радоном *фосфогипс, красный кирпич, доменный шлак, летучая зора*. В организм человека он поступает преимущественно с некипяченой водой. Большую опасность представляет попадание радона в легкие из воздуха с большим содержанием этого вещества, что чаще всего происходит в ванной комнате (рис. 4.16). Установлено, что [32, 57, 37]:

- концентрация радона в ванной в три раза выше, чем на кухне, и в сорок раз – чем в жилых комнатах;
- пациент, принимающий радоновые ванны, может получить дозу 0,4 бэр (4 мЗв), а обслуживающий персонал – до 30 бэр (300 мЗв) за год.

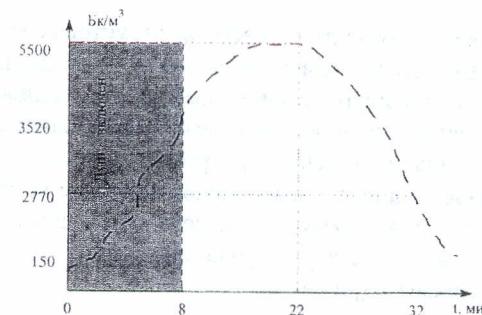


Рис. 4.16. Радон при пользовании душем

жильцов – 0,3 мЗв/год (0,9 мЗв/год). Допустимая величина облучения за счет радона для районов умеренного климата принята НКДАР равной 0,09 бэр/год (0,9 мЗв/год), при концентрации радона в помещении 15 Бк/м³. Предельной концентрацией радона и продуктов его распада считают 400 Бк/м³, что соответствует дозе облучения 2 бэр/год (200 мЗв/год). Длительное проживание в домах с высокой концентрацией радона (> 400 Бк/м³) создает риск рака легкого. Основными мероприятиями по устраниению влияния радона

являются: заделывание швов, трещин в фундаментах зданий; отказ от строительных материалов, содержащих радон; оклейка, окраска покрытий стен пластиковыми материалами; кипячение воды для пищевых нужд, особенно из глубоких артезианских скважин и колодцев; частое проветривание помещений на нижних этажах, ванных комнатах.

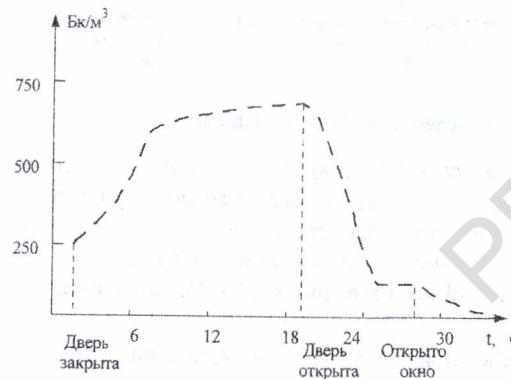


Рис. 4.17. Влияние проветривания на содержание радона

Основную дозу облучения от радона человек получает, находясь в запертом и непроветриваемом помещении (рис. 4.17). Равновесная концентрация радона в квартире (кроме первого этажа) составляет в среднем 5 Бк/м³ (США – 15 Бк/м³). Допустимая доза для

4.3. СПОСОБЫ СНИЖЕНИЯ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

Исследования радиационного воздействия на организм человека показывают, насколько опасно влияние радиации. Причем действие малых доз радиации в течение продолжительного периода времени более опасно по сравнению с большими кратковременными дозами [24, 58, 65, 70]. В связи с этим важнейшим фактором для населения, проживающего на загрязненных радионуклидами территориях, является соблюдение особых норм поведения [21, 34, 44, 50, 48], землепользования [4, 62, 29], питания [21, 29, 33, 44, 48, 50, 58, 70], чтобы свести радиационные последствия к минимуму и увеличить резерв нашего организма по отношению к разрушительным воздействиям радиации. Главную опасность после чернобыльской катастрофы представляют радиационно грязные продукты питания. Пищевая цепочка – это один из основных путей попадания радионуклидов в наш организм (рис. 4.18).

Радионуклиды из почвы переходят в растения, которые скармливаются животным, в овощи, фрукты. В конечном итоге они попадают на наш стол с молоком, мясом и другими продуктами питания. Учитывая чрезвычайно трудную обстановку, сложившуюся после аварии на ЧАЭС, возникла необходимость принять меры по снижению уровня поступления радионуклидов в организм человека. С этой целью были приняты *Временные допустимые уровни* (ВДУ) суммарного содержания радионуклидов в продуктах питания (см. приложение, табл. 2.16). Для населения введены временные нормативы. В связи с этим, с одной стороны, очень актуальным становится радиологический контроль продуктов питания, а с другой стороны, важно знать, как и чем питаться в этой ситуации. В условиях проживания на загрязненной радионуклидами территории

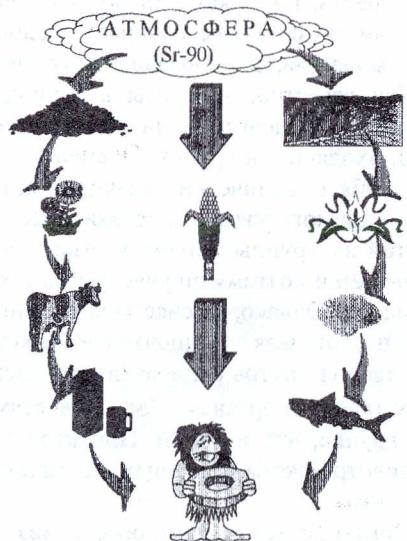


Рис. 4.18. Пути поступления стронция в организм человека

какую роль в механизме облучения организма играют различные радионуклиды, необходимо выполнять следующие **основные правила снижения внутреннего облучения**:

- уменьшить поступление радионуклидов в организм;
- усилить выведение радиоактивных веществ;
- использовать радиопротекторные свойства пищи;
- обогатить рацион минеральными солями с целью замещения радионуклидов в организме и восполнения дефицита микроэлементов.

Важнейшим принципом для организации рационального питания служит **правило избирательного поглощения** организмом схожих элементов:

- радиоактивные элементы часто ведут себя, как и подобные им нерадиоактивные;
- если наши клетки насыщаются необходимыми питательными веществами, то уменьшается вероятность поглощения клетками радиоактивных веществ. С другой стороны, если наши органы не получают достаточного количества жизненно необходимых веществ, таких как кальций и калий, в течение длительного времени, то организм начинает поглощать доступные радиоактивные вещества, подобные недостающим.

Как известно, элементы в периодической таблице разделены на группы, определяемые числом электронов на внешней оболочке атомов, входящих в группу. Элементы внутри группы ("семейства") ведут себя в химических реакциях одинаково. Вместо определенного необходимого элемента организм может поглощать "схожий" элемент из той же группы. Таким образом, стронций-90 схож по структуре с кальцием и поэтому он участвует в тех же химических реакциях, что и кальций. Однако, к счастью, организм человека действует избирательно, отдавая предпочтение нерадиоактивным элементам. После попадания внутрь радиоактивные элементы накапливаются в различных тканях и органах: ^{90}Sr – в костях и зубах. ^{137}Cs относится к той же группе, что и калий. При недостатке калия поглощенный цезий концентрируется в мышцах и органах воспроизведения, в частности в яичниках.

Организм необходимо обеспечивать микроэлементами и минеральными солями йода, кобальта, магния, фосфора, железа, калия, кальция и др. Среди макроэлементов, поступающих с продуктами питания в организм, особое место отводится кальцию и калию, аналогам столь опасных стронция и цезия.

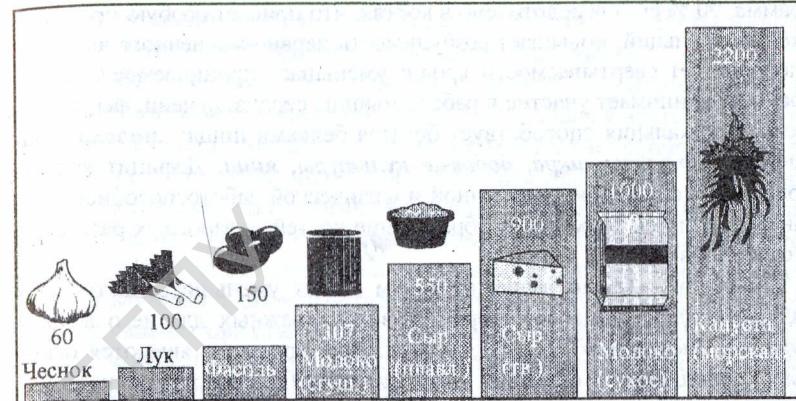


Рис. 4.19. Содержание кальция в некоторых продуктах питания (мг/100 г продукта)

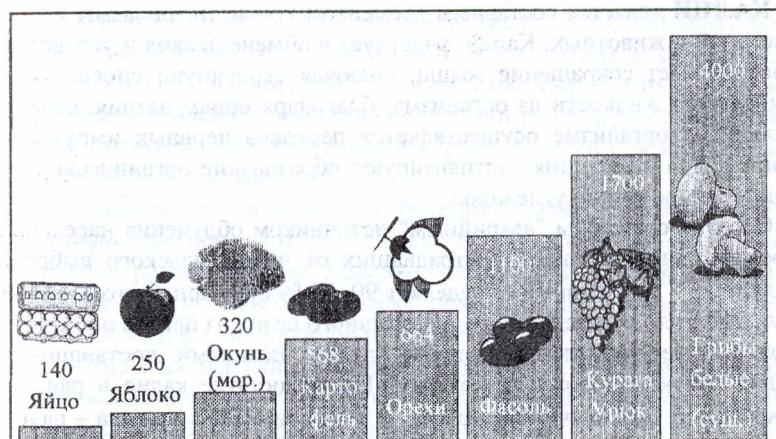


Рис. 4.20. Содержание калия в некоторых продуктах питания (мг/100 г продукта)

КАЛЬЦИЙ в организме человека содержится около одного килограмма. 90 % его сосредоточено в костях, что придает особую прочность скелету. Кальций: повышает возбудимость нервно-мышечного аппарата; способствует свертываемости крови; уменьшает проницаемость стенок сосудов; принимает участие в работе мышцы сердца, печени, ферментов. Усвоению кальция способствует богатая белками пища: *молоко и молочные продукты, икра, бобовые культуры, яйца*. Дефицит кальция приводит к снижению умственной и физической работоспособности организма, у детей тормозится образование костей, у взрослых рассасывается костная ткань.

Как было показано выше, организм может уменьшить поступление радионуклидов, создавая резервы жизненно важных для него веществ (эффект блокировки). Молоко и молочные продукты являются основным поставщиком в организм солей кальция. При недостатке кальция в рационе повышается всасывание (от 20–30 до 60–70 %) радиоактивного аналога кальция – ⁹⁰Sr. Поскольку стронций откладывается в костной ткани и облучает костный мозг, то следует всячески ограничивать его всасывание в желудочно-кишечном тракте, одним из методов такого ограничения является обеспечение организма полноценным белком и кальцием, который также содержится в *зеленых листовых овощах, капусте, фасоли, луке* (рис. 4.19).

КАЛИЙ является составным элементом крови, цитоплазмы клеток растений и животных. Калий: участвует в обмене белков и углеводов; обеспечивает сокращение мышц, включая сердечную; способствует выведению жидкости из организма; благодаря ионам натрия, калия и кальция в организме осуществляется передача нервных импульсов; ионы калия в растениях активизируют образование органических соединений, особенно углеводов.

Сегодня основным "аварийным" источником облучения населения, проживающего в зонах, пострадавших от чернобыльского выброса, является ¹³⁷Cs, который определяет 90–95 % суммарной дозы. Значительную роль в выведении радиоактивного цезия из организма играют мочегонные средства и калиевая диета. Важными поставщиками калия являются овощи и фрукты. При недостатке калия в рационе происходит повышенное накопление в организме его аналога – радиоактивного цезия. Так, если у взрослого человека период полувыведения ¹³⁷Cs из организма составляет примерно 70–90 дней, то при недостатке калия – 140–170 дней, следовательно, доза облучения увеличивается. Большую часть калия наш организм получает с растительной пищей. Калий присутствует в *овощах, особенно в свекле, фасоли,*

горохе и др. бобовых культурах, ягодах, кофе, какао (см. рис. 4.20). Богаты им *курага, урюк, изюм, чернослив*. Много его в *шизице, ржиси, крупе, картофеле, лимоне*. Содержат калий и продукты животного происхождения – *свинина, икра, сливочное масло*.

ФОСФОР академик А. Е. Ферсман назвал элементом жизни и мысли. В организме человека его около 1 кг. Большая часть приходится на долю скелета, меньше содержится в мышцах и нервной системе, в том числе в головном мозге. Он необходим для обмена углеводов, сокращения мышц. Даже незначительный дефицит фосфора в организме приводит к рассасыванию костной ткани, снижению умственных и физических возможностей человека. Избыток фосфора тормозит всасывание кальция и угнетает образование витамина D, нарушает функции паращитовидных желез, что в свою очередь влияет на обмен кальция, который в этих случаях откладывается в почках, мышцах, сосудах. Источником фосфора являются *крупы* (гречневая, овсяная, пшено), *рыба, молоко, яйца*.

НАТРИЙ также нужен организму для нормальной жизнедеятельности. Содержится он в основном во внеклеточной жидкости, которая именно благодаря натрию удерживается в организме. Выведение натрия влечет за собой удаление воды из организма. Натрий: способствует проникновению в клетки аминокислот и углеводов; стимулирует активность пищеварительных ферментов; вместе с калием участвует в процессе прохождения импульса по нервному волокну. Нашему организму необходимо 3–5 г натрия в сутки. Натрий, как и калий, аналогичен по своим свойствам цезию. При засолке овощей и мяса натрий вытесняет цезий из продуктов питания. На этом и основан способ извлечения цезия из мяса при вымачивании его в 10 %-м растворе соли.

Существенную роль в защитных функциях организма человека играют *микроэлементы*, которые служат естественным барьером для поступления радионуклидов. Микроэлементы важны также для стимуляции иммунной системы человека, обменных процессов, что способствует выводу радионуклидов из организма.

ЙОД – один из важнейших микроэлементов, содержание которого в организме незначительно (до 25 мг). Йод: потребляется щитовидной железой (до 50 %) при образовании определенных гормонов. По существу, эти гормоны контролируют деятельность всех систем организма, интенсивность обмена веществ, включая обмен белков, жиров, углеводов и т. п.; йод повышает устойчивость организма к инфекциям, активизируя фагоциты (белые кровяные тельца), очищающие кровь от

воздушителей болезней и иных чужеродных элементов; йод губительно действует на вирусы, бактерии, поэтому кровь, протекающая через щитовидную железу, освобождается от проникших в нее микроорганизмов.

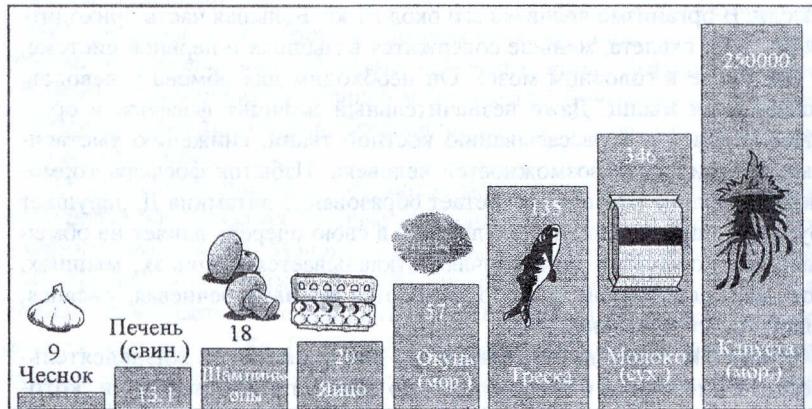


Рис. 4.21. Некоторые пищевые источники йода (мкг/100 г продукта)

Недостаток йода приводит к биологическому вырождению – уродствам и недоразвитию организма. У взрослых нарушается обмен веществ, увеличивается масса тела за счет отложения избытка жира и задержки воды в организме. У таких больных изменяется психика, снижается работоспособность, развивается ранний склероз, появляется зоб (увеличение щитовидной железы). У детей дефицит йода приводит к задержке умственного и физического развития. Избыток йода также неблагоприятно сказывается на функциях организма: возникает повышенная раздражительность, учащенное сердцебиение, усиленный обмен веществ, что ведет к исхуданию.

Радиоактивный йод выводят из организма все органы, выделяющие воду: кишечник, почки, легкие, потовые, слюнные, молочные железы. Основное его количество выделяется через почки. В случае опасности выброса йода в атмосферу при атомных взрывах и авариях населению делается йодная профилактика с помощью таблеток *йодида калия*: взрослым – 130 мг на один прием; детям – 65 мг. Около 90 % йода поступает в организм с пищей. Йод содержится в основном в *рыбе, водорослях, фасоли, салате, свекле, молоке, яйцах, говядине* и т. п. Основные "поставщики" йода – это морепродукты (рис. 4.21). Поваренная соль Беларуси йодируется. При приготовлении пищи солить

надо в конце варки, крышка должна быть закрыта, иначе йод улетучится.

ЖЕЛЕЗО также является важным микроэлементом. Суточная потребность человека в железе 15–30 мг. Оно входит в состав дыхательных ферментов и усиливает их действие. Железо необходимо для образования эритроцитов. Содержится в *мясных продуктах* (почках, мясе, говяжьей и свиной печени), *луке, салате, укропе, щавеле, капусте, бобовых культурах, крупах* (овсяной, гречневой, горохе), *фруктах* (яблоках, сливах, абрикосах, персиках).

МАГНИЙ в организме человека содержится около 0,05 %. Магний успокаивающее действует на нервную систему; стимулирует выделение желчи из желчного пузыря; усиливает перистальтику кишечника; нормализует работу сердца; способствует обменным процессам. Содержится в *луке, салате, шиннате, гречке, горохе, орехах*. Ежедневная потребность 300–350 мг.

СЕЛЕН обладает радиозащитными свойствами. Селен: восстанавливает иммунную систему; противодействует свободным радикалам, тем самым снижая частоту образования опухолей молочной и щитовидной желез. Содержится в *зерне, хлебе из муки грубого помола, чесноке, мясопродуктах, овощах, рыбе*.

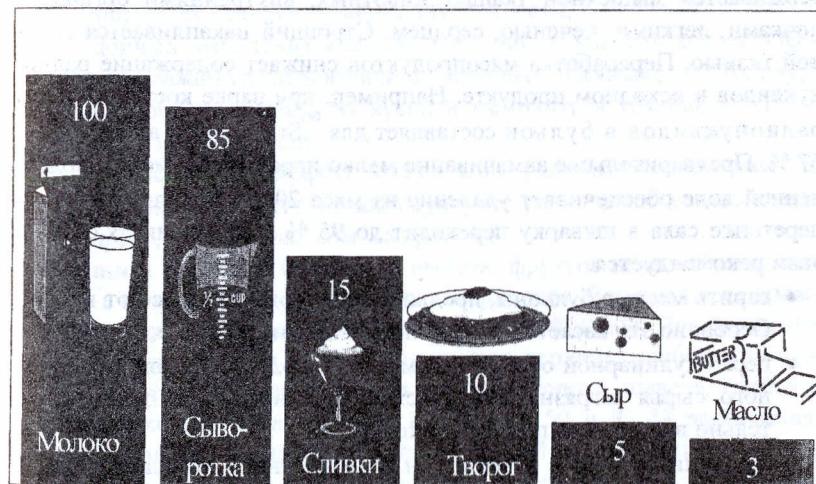


Рис. 4.22. Содержание радиоизотипа (в %) при переработке молока

Значительному снижению концентрации радионуклидов в основных продуктах питания (уменьшению внутренней дозы облучения) способствует их **технологическая и кулинарная обработка**. Например, в процессе переработки зерна в муку и крупу происходит значительное снижение содержания радионуклидов, причем мука грубого помола (кратность снижения 1,2–1,6) содержит больше радионуклидов, чем мука высшего сорта (кратность снижения 2–2,5). Существенного снижения содержания радионуклидов в молочных продуктах можно достичь получением из них жировых и белковых концентратов (рис. 4.22). Основной радионуклид, аккумулирующийся в молочных продуктах, – цезий-37. Содержание радиоцезия в молоке существенно зависит от качества кормов животного. В процессе сепарирования молока до 90 % всех радионуклидов остаются в сыворотке и обрате. Как видно из рис. 4.22, молочные продукты, полученные после переработки молока, – сливки, творог, сыр, масло – будут пригодны к употреблению, даже если молоко превышает РКУ в 5 раз.

Мясные продукты. В мясе и мясных продуктах в основном накапливаются радионуклиды цезия и стронция. Радиоактивный цезий задерживается мышечной тканью животных, внутренними органами, почками, легкими, печенью, сердцем. Стронций накапливается костной тканью. Переработка мясопродуктов снижает содержание радионуклидов в исходном продукте. Например, при варке костей переход радионуклидов в бульон составляет для ^{90}Sr – 0,04 %, а для ^{137}Cs – 67 %. Предварительное замачивание мелко нарезанного мяса в подсоленной воде обеспечивает удаление из мяса 20–60 % цезия-137. При перетопке сала в шкварку переходит до 95 % радиоцезия. В связи с этим рекомендуется:

- варить мясные бульоны, предварительно отделив мясо от костей. Особенно это касается мяса молодых животных и кур;
- перед кулинарной обработкой мясных продуктов удалить из мясного сырья загрязненные участки соединительной ткани, тщательно вымыть его под проточной водой;
- вымачивать мясо в течение 2 ч в подсоленной холодной воде, а также сливать отвар после 10-минутного кипячения.

Все это позволит уменьшить концентрацию радионуклидов в готовых продуктах на 50–80 %.

Не рекомендуется:

- жарение мясных продуктов, не соответствующих РКУ, так как этот процесс может увеличить концентрацию радионуклидов в готовом блюде из-за выпаривания жидкости;
- хранение мяса в морозильных камерах также не ведет к уменьшению концентрации долгоживущих радионуклидов, таких как цезий и стронций;
- вяление и копчение мясных продуктов, превышающих РКУ. К тому же приборы термического нагрева могут быть дополнительными источниками поступления радионуклидов в готовый продукт;
- потребление мяса диких животных, так как они питаются и живут в лесных массивах, которые имеют высокую плотность загрязнения радионуклидами. Наибольшую опасность представляет мясо кабана, лоси (см. рис. 4.6).

Рыба. Употреблять рыбу следует только в вареном виде, сливая отвар после 8–10 мин кипячения. В отварной рыбе содержание ^{137}Cs уменьшается в 10 раз, а ^{90}Sr – в 2 раза. В жареной рыбе содержание ^{137}Cs уменьшается в 1,7 раза, а содержание стронция практически не изменяется. Наибольшее содержание радионуклидов в рыбе – в голове и *внутренностях*. Свежую рыбу следует:

- очистить от чешуи и удалить внутренности;
- у донных рыб, таких как сом, линь, щука, удалить хребет. Особенно, важно удалить жабры, а у крупных и донных рыб – голову;
- затем рыбу разрезать на куски и вымочить в течение 10–15 ч, сменяя при этом воду.

Этот способ дает эффект уменьшения радионуклидов цезия на 70–75 %. Наиболее активно аккумулирует радиоцезий донная рыба: линь, карась, окунь, щука, сом (см. рис. 4.8).

Овощи и фрукты. Обработку овощей, фруктов целесообразно начинать с механической очистки их поверхности. Все продукты должны быть тщательно промыты теплой проточной водой. Перед мытьем капусты, лука, чеснока необходимо удалить верхние, наиболее загрязненные листья. При варке капусты, свеклы, гороха, щавеля, грибов в отвар переходит соответственно 80, 60, 45, 50 и 85 % радиоцезия. Консервирование снижает содержание цезия-137 в шпинате и капусте до 20 %; тушение помидоров – до 50 %, моркови – до 50 %; соление, маринование огурцов – до 15 %. В целом засолка овощей и фруктов уменьшает количество радиоцезия на 30–40 %, так как последний переходит в рассол, который потреблять нельзя. Огородные культуры,

не требующие кулинарной обработки, перед употреблением следует тщательно промыть под проточной водой, снять кожуру на 3–5 мм. Механическая очистка позволяет удалить 50 % радиоактивных веществ, находящихся на поверхности и в наружных слоях продукта. Сушку фруктов следует проводить после мытья, в местах, защищенных от пыли. Перед употреблением сухофрукты также целесообразно тщательно промыть.

Яйца. При употреблении куриных яиц следует знать, что почти все радионуклиды содержатся в *скорлупе*. В связи с этим не рекомендуется варить яйца, так как возможен переход радионуклидов во внутреннюю часть яйца. Перед употреблением яйца необходимо хорошо вымыть.

Картофель. Традиционным продуктом питания для населения Беларуси является картофель. Хотя картофель и не относится к хорошим накопителям радионуклидов, но, учитывая большую его долю в общем рационе питания, следует выполнять простые рекомендации, позволяющие снизить концентрацию радионуклидов *вдвое*:

- перед очисткой картофель вымыть от земли; снять кожуру на 3–5 мм; тщательно вымыть очищенный картофель; поменять воду; и повторить замену воды через 10–15 минут варки.

Необходимо отметить, что наибольшее содержание радионуклидов: в картофеле – в поверхностном слое и сердцевине; капусте – в кочерыжке, зеленых листьях; моркови – в верхушке корнеплода и сердцевине; огурце – в кожуре и нижней части плода; свекле – в верхнем слое и верхушке корнеплода.

Грибы и ягоды. Следует быть очень осторожным, включая в рацион питания дары леса – грибы и ягоды. Особенно это предостережение касается *маслят, зеленок, моховиков и всех грибов в сушеном виде*. Накопление радионуклидов в них существенно зависит от плотности загрязнения и состава почвы, от влажности. Например, так как цезий-137 хорошо растворяется в воде, то на увлажненных почвах, болотах переход цезия в корневую систему грибов и ягод более интенсивен. Различные части грибов также неравномерно поглощают радионуклиды. Так, в шляпках польского гриба, подберезовика, боровика наблюдается большая концентрация радионуклидов, чем в ножках. Среди ягод особенно связывают радионуклиды *черника, клюква*. В связи с этим употребление грибов и ягод, собранных на загрязненных территориях, без радиоэкологического контроля запрещено. Сушка ягод, особенно черники, нецелесообразна, так как в процессе сушки вода из ягод испаряется и концентрация радионуклидов возрастает в 5–7 раз.

Продолжая разговор о дарах леса, следует заметить, что подавляющее число живущих в сельской местности используют для приготовления пищи и в качестве отопительного материала дрова. При заготовке древесины необходимо учитывать, что в большей степени акумулирует в себе радионуклиды цезия дуб. Далее по накоплению цезия-137 идут *береза, сосна, ольха, осина*. Не рекомендуется также использование золы из топок для улучшения структуры почвы.

В заключение необходимо сказать о химических *радиопротекторах*, которые в пред- и пострадиационный период ослабляют действие радиации в 2 и более раз. Радиопротектор снижает всасывание радионуклидов, повышает устойчивость организма к инфекциям, хроническому облучению. Такую же функцию могут выполнять и продукты питания, обладающие противорадиационным действием. Уникальные радиопротекторные (защитные) свойства имеет *грецкий орех*. Ядра грецкого ореха могут снижать пероксидное окисление липидов. В их состав входят калий, кальций, магний, фосфор, железо, марганец, медь, цинк и другие микрэлементы. По количеству витамина С грецкие орехи не уступают шиповнику и черной смородине. Содержат также каротин, витамины В₁ и Р. Каротин усиливает процессы роста, повышает устойчивость организма к инфекциям, нормализует зрение. Толченые ядра, смешанные с медом, увеличивают мочеотделение и обладают желчегонным эффектом, тем самым способствуя выведению радионуклидов из организма. Грецкий орех входит в перечень продуктов, которые снижают действие радионуклидов в организме. К защитным продуктам питания относится и *цельное зерно*, обеспечивающее организм пищевыми волокнами и аминокислотами. Связывающие способности этих веществ помогают организму выводить яды и радионуклиды. Важными защитными свойствами обладают *бобовые*, содержащие вещества, способные выводить радионуклиды.

Очень важной особенностью рационального питания в условиях проживания на загрязненных территориях является включение в рацион грубых, необработанных продуктов, которые в большом количестве содержат *клетчатку* или *пищевые волокна* (отруби, цельное зерно, семена подсолнечника и др.). Пищевые волокна способствуют росту в кишечнике благотворных бактерий. Попадая в желудочно-кишечный тракт, эти вещества могут также образовывать соединения с радиоактивными веществами и с токсичными металлами, способст-

СПРАВОЧНЫЙ МАТЕРИАЛ

Таблица 1.1. Множители и приставки

Множитель	Приставка	Обозначение приставки
10^{12}	тера	т
10^9	гига	Г
10^6	мега	М
10^3	кило	к
10^{-3}	мили	м
10^{-6}	микро	мк
10^{-9}	nano	н
10^{-12}	пико	п

Таблица 1.2. Некоторые параметры элементарных частиц

Частица	Масса покоя		Заряд	
	m, кг	m/m _e	q, Кл	q/e ⁻
Электрон	$9,1091 \cdot 10^{-31}$	1	$1,6021 \cdot 10^{-19}$	-1
Протон	$1,67252 \cdot 10^{-27}$	1836,10	$1,6021 \cdot 10^{-19}$	+1
Нейтрон	$1,67482 \cdot 10^{-27}$	1836,62	0	0

Таблица 1.3. Содержание радиоактивных элементов в горных породах

Порода	^{226}Ra , г/кг· 10^{-10}	^{238}U , г/кг· 10^{-3}	^{232}Th , г/кг· 10^{-3}	^{40}K , г/кг	Поглощенная доза, мкгр· 10^{-2}
Граниты	13	4,0	12,0	26,0	12
Песчаник	7,1	1,2	6,0	11,0	3,2
Сланец	10,8	1,2	10,0	27,0	7,9
Известняк	4,2	1,3	1,3	1,3	2,0

Таблица 1.5. Основные изотопы, образующиеся при делении ядер
 ^{235}U или ^{239}Pu

Z	Элемент	Изотоп	Тип излучения	$T_{1/2}$
36	Криптон	^{85}Kr	β,γ	10,7 лет
37	Рубидий	^{87}Rb	β	$6,1 \cdot 10^{10}$ лет
38	Стронций	^{89}Sr	β	50,5 сут
		^{90}Sr	β	29,6 лет
		^{91}Sr	β,γ	9,5 ч
		^{92}Sr	β	2,7 ч
39	Иттрий	^{85}Y	β	61 сут
40	Цирконий	^{95}Zr	β,γ	63,9 сут
42	Молибден	^{97}Zr	β,γ	16,9 ч
		^{99}Mo	β,γ	66,02 сут
44	Рутений	^{103}Ru	β,γ	39,35 сут
		^{106}Ru	β	368 сут
48	Кадмий	^{115}Cd	β,γ	53,5 сут
	Сурьма	^{126}Sb	β	12,4 сут
	Теллур	^{127}Te	β	9,35 ч
		^{132}Te	β,γ	78,2 ч
53	Йод	^{131}I	β,γ	8,04 сут
		^{133}I	β,γ	20,8 ч
		^{134}I	β,γ	52,6 мин
		^{135}I	β,γ	6,6 ч
54	Ксенон	^{135}Xe	β,γ	15 мин
55	Цезий	^{137}Cs	β,γ	30,17 лет
56	Барий	^{139}Ba	β,γ	82,7 мин
		^{140}Ba	β	12,74 сут
57	Лантан	^{143}La	β,γ	14,23 мин
58	Церий	^{144}Ce	β,γ	32,5 сут
60	Неодим	^{147}Nd	β,γ	10,98 сут
61	Прометий	^{147}Pm	β	2,6 лет
63	Европий	^{155}Eu	β,γ	4,96 лет

Таблица 1.4. Эффективные эквивалентные дозы облучения от различных источников излучения

Вид облучения	Доза
• Просмотр кинофильма по цветному телевизору на расстоянии от экрана около 2 м	0,01 мкЗв
• Ежедневный в течение года трехчасовой просмотр цветных телепрограмм	5–7 мкЗв
• Облучение за счет радиоактивных выбросов АЭС в районе расположения станции	0,2–1 мкЗв
• Облучение за счет дымовых выбросов с естественными радионуклидами ТЭС на угле	2–5 мкЗв
• Полет в течение 1 ч на сверхзвуковом самолете типа "Конкорд" (h = 18–20 км)	10–30 мкЗв
• Полет в течение суток на орбитальном космическом корабле (без вспышек на Солнце)	0,18–0,35 мЗв
• Прием радоновой ванны	0,01–1 мЗв
• Флюорография	0,1–0,5 мЗв
• Рентгеноскопия грудной клетки	0,1–1 мЗв
• Рентгенография зубов	0,03–3 мЗв
• Рентгенодиагностика при раке легких	0,05 Зв
• Рентгеноскопия желудка, кишечника	0,1–0,25 Зв
• Лучевая гамма-терапия после операции	0,2–0,5 Зв

Таблица 1.6. Характеристики некоторых α -излучателей

Изотоп	Символ	E_{MAX} , МэВ	$T_{1/2}$	Выход, %
Неодим	^{144}Nd	1.83	$2.4 \cdot 10^{15}$ лет	100
	^{239}Pu	5,123	24065 лет	73
Полоний	^{210}Po	5,305	138,4 сут	100
	^{216}Po	6,777	0,15 с	100
Радий	^{226}Ra	4,782	1600 лет	95
	^{222}Ra	6,56	38 с	96
Радон	^{222}Rn	5,49	3,823 сут	100
	^{219}Rn	6,818	3,92 с	81
Торий	^{232}Th	4,011	$1,41 \cdot 10^{10}$ лет	77
	^{238}U	4,20	$4,47 \cdot 10^9$ лет	77

Таблица 1.7. Характеристики некоторых β -излучателей

Изотоп	Символ	E_{MAX} , МэВ	Вид излучения	$T_{1/2}$
Йод-31	$^{131}\text{I}_{53}$	0,61	β^- (86 %), γ	8,04 сут
Иттрий-90	$^{90}\text{Y}_{39}$	2,27	β^- (99,98 %)	64,0 ч
Калий-40	$^{40}\text{K}_{19}$	1,3	β^- (89 %), K(11 %)	$1,28 \cdot 10^9$ лет
Кобальт-60	$^{60}\text{Co}_{27}$	0,309	β^- (99,8 %), γ	5,27 лет
Стронций-90	$^{90}\text{Sr}_{38}$	0,546	β^- (100 %)	29,6 лет
Тритий	$^3\text{H}_1$	0,0176	β^- (100 %)	12,35 лет
Углерод-14	$^{14}\text{C}_6$	0,1585	β^- (100 %)	5730 лет
Фосфор-32	$^{32}\text{P}_{15}$	1,711	β^- (100 %)	14,3 сут
Цезий-137	$^{137}\text{Cs}_{55}$	1,2	β^- (8%), γ	30,1 лет
		0,512	β^- (92%), γ	
Цезий-134	$^{134}\text{Cs}_{55}$	1,45	β^- (0,008 %), γ	2,06 лет

Таблица 1.8. Характеристики некоторых γ -излучателей

Изотоп	Символ	E_{MAX} , кэВ	Выход на распад, %	$T_{1/2}$
Кобальт-58	$^{58}\text{Co}_{27}$	810,8	99,5	70,08 сут
Кобальт-60	$^{60}\text{Co}_{27}$	1173,2	99,9	5,27 лет
Йод-131	$^{131}\text{I}_{53}$	1332,5	100	
Стронций-85	$^{85}\text{Sr}_{38}$	722,9	1,8	8,04 сут
Иттрий-88	$^{88}\text{Y}_{39}$	514,0	98	64,9 сут
Цезий-34	$^{134}\text{Cs}_{55}$	1836,0	99,4	106,6 сут
Цезий-137	$^{137}\text{Cs}_{55}$	1365,2	3	2,06 лет
Криптон-87	$^{87}\text{Kr}_{36}$	661,5	85,2	30,2 лет
		2556,0	13,2	76,3 мин

Таблица 1.9. Характеристики некоторых радионуклидов

Изотоп	Символ	Удельная активность, $\text{Бк}/\text{г} \cdot 10^{-16}$	Удельная масса, $\text{г}/\text{Бк} \cdot 10^{-16}$	Период полураспада
Углерод	^{14}C	$1,65 \cdot 10^{-5}$	$6,06 \cdot 10^4$	5730 лет
Фосфор	^{32}P	1,05	0,948	14,3 сут
Калий	^{40}K	22,3	$4,49 \cdot 10^{-2}$	$1,28 \cdot 10^9$ лет
Кобальт	^{60}Co	$4,18 \cdot 10^{-3}$	239	5,27 лет
Стронций	^{89}Sr	$1,04 \cdot 10^{-1}$	9,58	50,5 сут
	^{90}Sr	$5,22 \cdot 10^{-4}$	$1,92 \cdot 10^4$	29,1 лет
Йод	^{131}I	$4,59 \cdot 10^{-1}$	2,18	8,04 сут
Цезий	^{134}Cs	$4,81 \cdot 10^{-3}$	208	2,06 лет
	^{137}Cs	$3,22 \cdot 10^{-4}$	$3,11 \cdot 10^3$	30,1 лет
Полоний	^{210}Po	$1,66 \cdot 10^{-2}$	60,2	138,4 сут
Радий	^{226}Ra	$3,65 \cdot 10^{-6}$	$2,73 \cdot 10^5$	1600 лет
Торий	^{232}Th	$4,03 \cdot 10^{-6}$	$2,48 \cdot 10^{12}$	$1,41 \cdot 10^{10}$ лет
Уран	^{238}U	$1,23 \cdot 10^{-12}$	$8,12 \cdot 10^{11}$	$4,47 \cdot 10^9$ лет
Плутоний	^{239}Pu	$2,27 \cdot 10^{-7}$	$4,41 \cdot 10^6$	24065 лет

Таблица 2.2. Константы для вычисления активности или массы радионуклида

	Период полураспада, $T_{1/2}$				
	с	мин	ч	сут	год
a_1	$2,40 \cdot 10^{-24}$	$2,40 \cdot 10^{-24}$	$8,62 \cdot 10^{-19}$	$2,07 \cdot 10^{-19}$	$7,56 \cdot 10^{-17}$
a_2	$8,86 \cdot 10^{-14}$	$5,32 \cdot 10^{-12}$	$3,90 \cdot 10^{-10}$	$7,66 \cdot 10^{-9}$	$2,80 \cdot 10^{-6}$
b_1	$4,17 \cdot 10^{23}$	$6,94 \cdot 10^{21}$	$1,16 \cdot 10^{20}$	$4,83 \cdot 10^{18}$	$7,32 \cdot 10^{16}$
b_2	$1,13 \cdot 10^{13}$	$1,88 \cdot 10^{11}$	$3,13 \cdot 10^9$	$1,30 \cdot 10^8$	$3,57 \cdot 10^5$

Таблица 2.1. Соотношение между единицами ионизирующего излучения в единицах СИ и внесистемными единицами

Величина и ее символ	Внесистемные единицы	Единицы СИ	Связь между единицами
Экспозиционная доза, X	Рентген (P)	Кулон на кг (Кл/кг)	$1 P = 2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг $1 \text{Кл}/\text{кг} = 3,88 \cdot 10^3 P$
Мощность* экспозиционной дозы, X'	Рентген в секунду (P/c)	Ампер на килограмм (А/кг)	$1 P/c = 2,58 \cdot 10^{-4}$ А/кг $1 A/\text{кг} = 3,88 \cdot 10^3 P/c$
Активность, A	Кюри (Ки)	Беккерель (Бк) = 1 распад в сек (расп. / с)	$1 \text{Ки} = 3,7 \cdot 10^{10}$ Бк $1 \text{Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{Ки}$
Поглощенная доза, D_T	Рад (рад)	Грей (Гр) = 1 Дж на кг (Дж/кг)	$1 \text{рад} = 10^{-2} \text{ Гр}$ $1 \text{Гр} = 100 \text{ рад}$
Эквивалентная доза, H_T	Бэр (бэр)	Зиверт (Зв)	$1 \text{бэр} = 10^{-2} \text{ Зв}$ $1 \text{Зв} = 100 \text{ бэр}$
Эффективная доза, E	Бэр (бэр)	Зиверт (Зв)	$1 \text{бэр} = 10^{-2} \text{ Зв}$ $1 \text{Зв} = 100 \text{ бэр}$

* Мощность дозы (X', D', H') определяется величиной дозы (X, D, H), деленной на время ($P/c, \text{Гр}/c, \text{Зв}/c$).

Таблица 2.3. Значения W_R для излучений различных видов с неизвестным энергетическим составом

Вид излучения	W_R
Фотоны всех энергий	1
Электроны всех энергий (кроме электронов Оже)	1
Нейтроны с энергией:	
< 10 кэВ	5
10 – 100 кэВ	10
100 кэВ – 2 МэВ	20
2 МэВ – 20 МэВ	10
> 20 МэВ	5
Протоны с энергией меньше > 5 МэВ	5
α -частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Таблица 2.4. Дозовые коэффициенты $B_{\text{д}}$ для фотонного облучения (радиоактивное облако)

Нуклид	$3\text{В}\cdot\text{м}^3$ с·Бк	$6\text{эр}\cdot\text{м}^3$ с·Ки	Нуклид	$3\text{В}\cdot\text{м}^3$ с·Бк	$6\text{эр}\cdot\text{м}^3$ с·Ки
^{41}Ar	$8,67 \cdot 10^{-14}$	$3,21 \cdot 10^{-1}$	^{135}Xe	$1,65 \cdot 10^{-14}$	$6,1 \cdot 10^{-2}$
^{85}Kr	$1,51 \cdot 10^{-16}$	$5,6 \cdot 10^{-4}$	^{140}Xe	$1,22 \cdot 10^{-13}$	$4,51 \cdot 10^{-1}$
^{90}Kr	$1,22 \cdot 10^{-13}$	$4,51 \cdot 10^{-1}$	^{130}I	$1,41 \cdot 10^{-13}$	$5,22 \cdot 10^{-1}$
^{92}Kr	$4,62 \cdot 10^{-14}$	$1,71 \cdot 10^{-1}$	^{131}I	$2,57 \cdot 10^{-14}$	$9,51 \cdot 10^{-2}$
^{133}Xe	$3,24 \cdot 10^{-15}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$	^{133}I	$4,0 \cdot 10^{-14}$	$1,48 \cdot 10^{-1}$

Таблица 2.5. Дозовые коэффициенты для фотонного облучения

Нуклид	$T_{1/2}$	$E, \text{МэВ}$ РАСП	$\Gamma, \text{Р} \cdot \text{см}^2$ (Ч·МКи)	$B_{\gamma\gamma}, \text{Зв} \cdot \text{м}^3$ $\text{с} \cdot \text{Бк}$	$B_{\gamma\gamma}, \text{Зв} \cdot \text{м}^2$ $\text{с} \cdot \text{Бк}$	$B_{\gamma\gamma} \cdot \tau_{\text{эфф}}, \text{Зв} \cdot \text{м}^2$ Бк
^{22}Na	2,6 лет	2,2	$11,8$	$1,49 \cdot 10^{-13}$	$1,07 \cdot 10^{-15}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$
^{42}K	12,36 ч	0,276	1,35	$1,86 \cdot 10^{-14}$	$1,22 \cdot 10^{-16}$	$7,83 \cdot 10^{-12}$
^{60}Co	5,27 лет	2,5	12,8	$1,69 \cdot 10^{-13}$	$1,16 \cdot 10^{-15}$	$2,13 \cdot 10^{-7}$
^{95}Zr	63,9 сут	0,736	4,12	$4,97 \cdot 10^{-14}$	$3,72 \cdot 10^{-16}$	$2,93 \cdot 10^{-9}$
^{131}I	8,04 сут	0,38	2,16	$2,57 \cdot 10^{-14}$	$1,94 \cdot 10^{-16}$	$1,94 \cdot 10^{-10}$
^{132}I	2,3 ч	2,28	12,6	$1,54 \cdot 10^{-13}$	$1,14 \cdot 10^{-15}$	$1,36 \cdot 10^{-11}$
^{133}I	20,9 ч	0,592	3,36	$4,0 \cdot 10^{-14}$	$3,03 \cdot 10^{-16}$	$3,29 \cdot 10^{-11}$
^{134}Cs	2,06 лет	1,55	8,72	$1,05 \cdot 10^{-13}$	$7,87 \cdot 10^{-16}$	$6,6 \cdot 10^{-8}$
^{137}Cs	30,1 лет	0,565	3,24	$3,82 \cdot 10^{-14}$	$2,92 \cdot 10^{-16}$	$1,46 \cdot 10^{-7}$
^{239}Np	2,36 сут	0,16	0,794	$1,08 \cdot 10^{-14}$	$7,16 \cdot 10^{-17}$	$2,1 \cdot 10^{-11}$

Таблица 2.6. Дозовые коэффициенты $B_{\alpha\beta}$ в базальном слое кожи, создаваемые β -излучением [$\text{Зв} \cdot \text{м}^3 / (\text{год} \cdot \text{Бк})$]

Нуклид	$B_{\alpha\beta}$	Нуклид	$B_{\alpha\beta}$
^{14}C	$2,16 \cdot 10^{-8}$	^{133}Xe	$1,62 \cdot 10^{-7}$
^{41}Ar	$7,62 \cdot 10^{-7}$	^{135}Xe	$5,99 \cdot 10^{-7}$
^{60}Co	$1,36 \cdot 10^{-7}$	^{134}Cs	$2,87 \cdot 10^{-7}$
^{85}Kr	$3,89 \cdot 10^{-7}$	^{137}Cs	$4,16 \cdot 10^{-7}$
^{89}Sr	$9,32 \cdot 10^{-7}$	^{140}Ba	$5,05 \cdot 10^{-7}$
^{90}Sr	$3,02 \cdot 10^{-7}$	^{141}Ce	$2,83 \cdot 10^{-7}$
^{90}Y	$1,49 \cdot 10^{-6}$	^{239}Np	$3,87 \cdot 10^{-7}$
^{95}Zr	$1,91 \cdot 10^{-7}$	^{238}Pu	$9,81 \cdot 10^{-11}$
^{131}I	$3,44 \cdot 10^{-7}$	^{239}Pu	$8,7 \cdot 10^{-9}$
^{132}I	$8,79 \cdot 10^{-7}$	^{241}Pu	$3,69 \cdot 10^{-13}$
^{133}I	$7,19 \cdot 10^{-7}$	^{241}Am	$3,17 \cdot 10^{-10}$

Примечание. Слой эпидермиса $\Delta x = 0,007$; поглощенная доза в базальном слое кожи равна эквивалентной.

Таблица 2.7. Дозовые коэффициенты $B_{s\beta}$ в базальном слое кожи, создаваемые β -излучением, [$\text{Зв} \cdot \text{см}^2 / (\text{год} \cdot \text{Бк})$]

Нуклид	Толщина эпидермиса Δx , $\text{мг} / \text{см}^2$			Нуклид	Толщина эпидермиса Δx , $\text{мг} / \text{см}^2$		
	7	4	40		7	4	40
^{14}C	$2,9 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-3}$	0	^{137}Cs	$1,4 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$
^{32}P	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$1,1 \cdot 10^{-2}$	^{140}Ba	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$2,2 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$
^{60}Co	$9,9 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	^{144}Ce	$8,9 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$
^{90}Sr	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$3,4 \cdot 10^{-3}$	^{210}Bi	$1,9 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-2}$	$7,4 \cdot 10^{-3}$
^{95}Zr	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$7,4 \cdot 10^{-4}$	^{235}U	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$2,9 \cdot 10^{-7}$
^{131}I	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	^{237}Np	$6,8 \cdot 10^{-4}$	$4,3 \cdot 10^{-3}$	0
^{132}I	$1,9 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-2}$	$8,2 \cdot 10^{-3}$	^{238}Np	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$
^{134}Cs	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$2,7 \cdot 10^{-3}$	^{239}Np	$2,3 \cdot 10^{-2}$	$3,6 \cdot 10^{-2}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$

Таблица 2.8. Среднестатистические параметры человека

Орган	Масса, г	%
Мышцы	28 000	43
Кожа	6 100	8,7
Скелет	7 000	10
Кровь	5 400	7,7
Печень	1 700	2,1
Почки	300	0,43
Легкие	1 000	1,4
ЖКТ	2 000	2,9
Сердце	300	0,43
Красный костный мозг	1 300	2,1
Все тело	70 000	100

Таблица 2.9. Радиобиологические свойства некоторых радионуклидов

	Критический орган, эффективный радиус	$T_{1/2}$, сут	T_b , сут	E _{кфф.} , МэВ	Доля нуклида, попадающая в орган		
					f_1	f_2	f_3
³ H	Все тело, 30 см	4,5+3	10	0,01	1,0	1,0	1,0
¹⁴ C	Все тело	2,0+6	10	0,054	1,0	0,75	1,0
	Жировая ткань		12	0,054	1,0	0,38	0,6
	Скелет, 5 см		40	2,7	1,0	0,02	0,1
³² P	Мягкие ткани	14,3	19	0,69	0,8	0,6	0,4
	Плазма крови		0,5	0,04	0,8	0,15	0,15
	Скелет		1500	3,5	0,3	0,13	0,3
⁴² K	Все органы и ткани	0,52	30	1,6	1,0	0,75	1,0
⁶⁰ Co	Все тело	1,9+3	60	1,5	0,05	0,4	0,45
⁸⁹ Sr	Скелет	50,5	1,8+4	2,8	0,3	0,28	0,97
⁹⁰ Sr	Скелет	1,0+4	1,8+4	1,1	0,3	0,12	0,97
⁹⁰ Y	Скелет	2,68	1,8+4	4,4	1,0-4	0,19	0,45
⁹⁵ Zr	Все тело	63,98	7,0	1,1	2,0-3	0,25	0,5
	Скелет		8,0+3	1,1	2,0-3	0,09	0,5
¹³¹ I	Все тело (кроме щитовидной железы)	8,04	12	0,41	1,0	0,7	0,7
	Щитовидная железа, 3 см		120	0,2	1,0	0,23	0,3
¹³⁷ Cs	Все тело	1,1+4	110	0,59	1,0	0,75	1,0
²¹⁰ Po	Все тело (кроме почки, селезенки, печени)		138,4	50	55	0,1	0,28
				50	55	0,1	0,02
	Печень, 7 см			50	55	0,1	0,01
	Селезенка			50	55	0,1	0,1
	Печень, 10 см			50	55	0,1	0,05
²²⁶ Ra	Все тело (кроме скелета)	5,9+5	8,1+3	110	0,2	0,4	0,17
	Скелет		1,6+4	196	0,2	0,03	0,83
²³⁵ U	Все тело (кроме скелета)	2,6+11	6	86	2,0-3	0,25	0,12
	Скелет		20	20	2,0-3	0,028	0,2
	Почки		6	88	2,0-3	0,028	0,12
²³⁸ U	Все тело (кроме почек)	2,6+12	6	84	2,0-3	0,25	0,12
	Почки		6	86	2,0-3	0,028	0,12
²³⁹ Pu	Все тело	8,9+6	6,5+4	53	1,0-4	0,25	0,1
	Скелет		3,6+4	270	1,0-4	0,2	0,45
	Печень		1,4+4	53	1,0+4	0,04	0,45

Таблица 2.10. Дозовые коэффициенты B_{ig} , [пЗв/Бк]

	H_E	Гона- ды	Мо- лочная железа	Красный костный мозг	Легкие	ВТК	НТК	Другие органы
³ H	17	—	—	—	—	—	—	17 Т
³² P	2081	650	650	8100	—	3000	7200	—
⁴² K	294	210	210	210	210	—	—	130 Ж
⁶⁰ Co	2707	3200	1100	1300	870	5700	1,1+4	
⁸⁹ Sr	2340	—	—	—	—	1,0+4	2,9+4	—
⁹⁰ Sr	3,5+4	—	—	1,9+5	—	—	—	
⁹⁰ Y	2700	—	—	—	—	1,3+4	3,2+4	—
¹³¹ I	1,4+4	—	—	—	—	—	—	4,8+5 ЩЖ
¹³⁴ Cs	2,0+4	2,1+4	1,7+4	1,9+4	1,8+4	—	2,2+4	2,3+4 О
¹³⁷ Cs	1,4+4	1,4+4	1,2+4	1,3+4	1,3+4	1,4+4	1,4+4	1,5+4 О
²³⁸ U	6,3+4	—	—	6,8+4	1	—	—	4,1+5 Н
²³⁹ Np	796	—	—	—	—	3800	8600	870 ТК
²⁴⁰ Pu	1,2+5	2,6+4	—	1,6+5	—	—	—	4,4+5 П

Примечание. Т – все тело; Ж – желудок; ТК – восходящие отделы ТК; НТК – нисходящие отделы ТК; ЩЖ – щитовидная железа; П – печень; О – остальные; Ж – желудок.

Таблица 2.11. Дозовые коэффициенты B_{ih} , [пЗв/Бк]

	H_E	Гона- ды	Мо- лочная железа	Красный костный мозг	Легкие	По- верхн. кости	НТК	Другие органы
³ H	17	—	—	—	—	—	—	17 Т
³² P	1476	480	480	6000	2500	5800	1500	—
⁴² K	291	110	—	—	2200	—	—	—
⁶⁰ Co	7978	4000	4200	4200	3,6+4	—	8200	9200 П
⁸⁹ Sr	1599	420	—	5600	2200	8400	3600	1500 ВТК
⁹⁰ Sr	6,1+4	—	—	3,3+5	—	7,3+5	—	—
⁹⁰ Y	2004	—	—	—	8900	—	1,1+4	4600 ВТК
¹³¹ I	8700	—	—	—	—	—	—	2,9+5 ЩЖ
¹³⁴ Cs	1,3+4	1,3+4	1,1+4	1,2+4	1,2+4	1,1+4	1,4+4	1,5+4 О
¹³⁷ Cs	8668	8800	7800	8300	8800	7900	9100	9500 О
²³⁸ U	6,5+5	—	—	6,6+5	2,8+5	9,8+6	—	4,0+6 П
²³⁹ Np	582	—	—	—	2400	1400	2900	1300 ВТК
²⁴⁰ Pu	1,0+4	1,4+8	3,3+7	—	2,0+8	—	2,5+9	5,3+8 П

Примечание. Обозначения те же, что и в табл. 2.10.

Таблица 2.12. Геометрический фактор для центра сферы и центра цилиндра

$R_{\text{эфф}}, \text{ см}$	Объем, см^3	$G, \text{ см}$
1	4,2	12,6
2	33,5	25,2
3	113	37,8
4	267	50,4
6	905	75,6
8	2140	101,0
10	4180	126,0

Таблица 2.13. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87

Дозовые пределы, бэр в год	Группа критических органов		
	I	II	III
ПДД для категории А	5 (2)	15 (6)	30 (12)
ПД для категории Б	0,5 (0,1)	1,5 (0,3)	3,0 (0,6)

Примечание. Группы критических органов:

I – все тело, гонады, красный костный мозг; II – мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, ЖКТ, легкие, хрусталик глаза и др. органы, не относящиеся к I и II; III – кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, стопы.
В скобках – рекомендации МКРЗ (1990 г.).

Таблица 2.14. Допустимые концентрации отдельных радионуклидов

Нуклид	$T_{1/2}$	ДК в воздухе, Кн/л	ДК для населения (Б)	
			в воздухе	в воде
Фосфор-32	14,29 сут	$7,2 \cdot 10^{-11}$	$2,4 \cdot 10^{-12}$	$1,9 \cdot 10^{-8}$
Цинк-65	243,9 сут	$6,0 \cdot 10^{-11}$	$2,0 \cdot 10^{-12}$	–
Кобальт-60	5,27 лет	$8,8 \cdot 10^{-12}$	$3,0 \cdot 10^{-13}$	–
Стронций-90	29,1 лет	$1,2 \cdot 10^{-12}$	$4,0 \cdot 10^{-14}$	$4,0 \cdot 10^{-10}$
Иод-131	8,04 сут	$4,2 \cdot 10^{-12}$	$1,5 \cdot 10^{-13}$	$1,0 \cdot 10^{-9}$
Цезий-137	30 лет	$1,4 \cdot 10^{-11}$	$4,9 \cdot 10^{-13}$	$1,5 \cdot 10^{-8}$
Таллий-204	3,77 лет	$2,7 \cdot 10^{-11}$	$9,0 \cdot 10^{-13}$	$6,1 \cdot 10^{-8}$
Радий-228	5,77 лет	$1,7 \cdot 10^{-14}$	$5,7 \cdot 10^{-16}$	$8,8 \cdot 10^{-11}$
Уран-235	$7,04 \cdot 10^6$ лет	$6,0 \cdot 10^{-14}$	$2,0 \cdot 10^{-15}$	$2,3 \cdot 10^{-9}$

Таблица 2.15. Допустимое загрязнение различных поверхностей (в частичах / см^2 в 1 мин) (категория А)

Объект загрязнения	α -нуклиды		β -нуклиды
	1	1*	
Кожные покровы тела человека, полотенца, спецодежда, внутренняя поверхность СИЗ	1	1*	100**
Основная спецодежда	5	20*	800**
Наружная поверхность обуви и СИЗ, используемых в помещениях постоянного пребывания	5	20*	2000**
Внутренняя поверхность обуви	5	20*	800**
Внутренние поверхности помещений постоянного пребывания персонала	5	20*	2000**
Внутренние поверхности помещений периодического пребывания персонала	50	200*	8000**

Примечание.

* Для нуклидов, концентрация которых меньше $3,7 \cdot 10^{-1}$ Бк/ м^3 .

** Для ^{90}Sr и $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$.

Для категории Б допустимые значения устанавливаются в 10 раз меньше.

Таблица 2.16. Временные допустимые уровни содержания радионуклидов цезия и стронция в пищевых продуктах и питьевой воде (Бк/кг, Бк/л)

Продукт	1986, ВДУ-86	1990, РКУ-90	1992, РДУ-92	1999, РДУ-99
Для цезия				
Вода питьевая	370	18,5	18,5	10,0
Молоко цельное и молочная продукция	370	185	111	100
Молоко сгущенное и концентрированное	7400	370	111	200
Сыры сычужные и плавленные	3700	185	111	50
Творог и творожные изделия	3700	185	111	50
Масло коровье	7400	370	111	100
Мясо (говядина, баранина)	3700	592	600	500
Мясо (свинина). Птица	3700	592	600	180
Жиры растительные	7400	185	185	40
Жиры животные, маргарин	7400	185	185	100
Картофель	3700	592	370	80
Мука, крупы, сахар	—	370	370	60
Овощи	—	185	185	100
Хлеб, хлебопродукты	—	370	185	40
Садовые ягоды	—	185	185	70
Дикорастущие ягоды	—	3700	3700	185
Фрукты	—	—	185	40
Сушеные грибы	—	3700	3700	2500
Специпродукты детского питания	—	37	37	37
Прочие продукты питания	—	592	370	370
Для стронция				
Вода питьевая	—	0,37	0,37	0,37
Молоко натуральное	—	3,7	3,7	3,7
Картофель	—	—	3,7	3,7
Хлеб, хлебопродукты	—	1,85	3,7	3,7
Детское питание	—	1,85	1,85	1,85

Таблица 2.17. Регламентируемая мощность эквивалентной дозы $H_{\text{пр}}^{\text{р}}$ при проектировании защиты от внешнего облучения

Категория облучаемых лиц	Продолжительность облучения, ч/год	Назначение помещений и территории	$H_{\text{пр}}^{\text{р}}$, мкЗв/ч	$H_{\text{пр}}^{\text{р}}$, мбэр/ч
А	1700	Помещения постоянного пребывания персонала	14,5	1,4
	850	Помещения, в которых персонал пребывает не более половины рабочего времени	29	2,9
Б	2000	Помещения, учреждения и территории санитарно-защитной зоны, где находятся лица, относящиеся к категории Б	1,2	0,12
	8800	Любые помещения (в том числе жилые) и территории в пределах зоны наблюдения	0,3	0,03

Примечание. В расчетах часто принимают $1 \text{ Р} \approx 1 \text{ бэр}$.

Таблица 2.18. Физико-химические и защитные свойства некоторых материалов

Материал	Химическая формула	Плотность	Ядерная плотность водорода	T _{1/2}	$\Delta_{1/2}$, см (для фотонов)	
				t/m ³	10 ²² см ⁻³	°C
Вода	H ₂ O	1	6,66	0	17,4	25
Полиэтилен	C _n H _{2n}	0,92	7,92	110–120	19,0	27,2
Железо	Fe	7,86	—	1340	2,44	2,89
Свинец	Pb	11,34	—	327,4	1,48	1,4
Вольфрам	W	19,3	—	3410	0,9	0,86
Уран	U	18,7	—	857	0,85	0,82
Графит	C	1,5–1,7	—	3546	11,7	16,8
Карбид бора	B ₄ C	2,54	—	2450	8,39	10,1
Бетон обычный	—	2,3	—	—	8,28	11,2
Гидрид титана	TiH _n	3,9	8,6	683,5	5,5	6,54
Гидрид кальция	CaH ₂	1,7	4,9	600	10,3	13,1
Гидрид циркония	ZrH _n	5,6	6,1	430	3,48	3,7

Таблица 2.21. Линейный коэффициент ослабления μ , см⁻¹
(геометрия "узкого пучка")

E_γ МэВ	Воздух, $\rho =$ 0,0013 г/см ³	Вода, $\rho =$ 1 г/см ³	Алюминий, $\rho =$ 2,7 г/см ³	Бетон, $\rho =$ 2,35 г/см ³	Железо, $\rho =$ 7,8 г/см ³	Свинец, $\rho =$ 11,3 г/см ³
0,1	0,19	0,15	0,456	0,397	2,92	62,068
0,2	0,16	0,13	0,329	0,291	1,145	10,689
0,3	0,14	0,12	0,281	0,251	0,864	4,278
0,4	0,12	0,10	0,250	0,224	0,738	2,496
0,5	0,11	0,10	0,228	0,204	0,659	1,175
0,6	0,10	0,09	0,210	0,189	0,604	1,350
0,662	0,10	0,09	0,200	0,178	0,570	1,180
0,8	0,09	0,08	0,184	0,166	0,525	0,983
1,0	0,08	0,07	0,166	0,149	0,470	0,799
1,25	0,07	0,06	0,148	0,182	0,408	0,655
1,5	0,07	0,06	0,135	0,122	0,381	0,592
2,0	0,06	0,05	0,117	0,104	0,333	0,525
3,0	0,04	0,04	0,0953	0,0853	0,283	0,480
4,0	0,04	0,03	0,0837	0,0745	0,259	0,478
5,0	0,03	0,03	0,0761	0,0674	0,249	0,483
6,0	0,03	0,03	0,0712	0,0630	0,239	0,495
8,0	0,03	0,02	0,0650	0,0571	0,231	0,521
10,0	0,02	0,02	0,0618	0,0538	0,231	0,555

Таблица 2.20. Значение слоев половинного ослабления (см) в зависимости от энергии γ -квантов (МэВ)

Материал	$E_\gamma = 0,6$		$E_\gamma = 0,8$		$E_\gamma = 1,0$		$E_\gamma = 1,25$	
	у. п.	ш. п.	у. п.	ш. п.	у. п.	ш. п.	у. п.	ш. п.
Вода	7,7	11,0	8,8	12,0	9,8	12,0	11,0	14,0
Бетон	3,7	5,0	4,2	5,8	4,6	6,4	5,2	7,3
Железо	1,15	1,7	1,3	2,0	1,5	2,1	1,7	2,4
Свинец	0,55	0,6	0,7	0,85	0,95	1,0	1,1	1,1

Примечание. у. п. – узкий пучок; ш. п. – широкий пучок.

Таблица 2.22. Толщина защиты из железа (см)
в зависимости от кратности ослабления K и энергии γ -квантов
(ш. п.) ($\rho_{ж} = 7,87$ г/см³)

K	Энергия γ -квантов, МэВ								
	0,2	0,4	0,6	1,0	1,25	1,5	2,0	3,0	4,0
1,5	1,0	1,6	1,7	2,3	2,3	2,3	2,5	29	25
2	1,3	2,3	2,8	3,4	3,6	3,8	4,0	44	42
10	3,4	5,4	6,8	8,5	9,3	10,0	11,0	122	125
20	4,3	6,6	8,3	10,5	11,5	12,2	13,7	153	160
40	5,0	7,6	9,6	12,4	13,6	14,7	16,3	183	191
60	5,3	8,2	10,2	13,4	14,8	16,0	17,7	200	210
80	5,7	8,6	10,8	14,1	15,5	16,8	18,8	213	223
100	5,9	9,0	11,2	14,7	16,3	17,6	19,7	223	234
200	6,5	10,1	12,7	16,4	18,2	19,7	22,2	252	266
500	7,4	11,6	14,7	18,6	20,5	22,4	25,5	291	307
1000	8,0	12,7	16,2	20,4	22,5	24,6	28,0	319	337

**Таблица 2.23. Толщина защиты из свинца (см) в зависимости от кратности ослабления К и энергии γ -квантов (ш. п.)
($\rho_{\text{СВ}} = 11,3 \text{ г}/\text{см}^3$)**

K	Энергия γ -квантов, МэВ									
	0,2	0,4	0,6	1,0	1,25	1,5	2,0	3,0	4,0	
1,5	0,1	0,2	0,3	0,8	0,95	1,1	1,2	1,3	1,2	
2	0,2	0,4	0,7	1,3	1,5	1,7	2,0	2,1	2,0	
10	0,55	1,3	2,1	3,8	4,5	5,1	5,9	6,5	6,4	
20	0,6	1,5	2,6	4,9	5,8	6,6	7,6	8,3	8,2	
40	0,8	1,8	3,1	5,8	6,85	7,8	9,1	10,0	9,9	
60	0,9	2,05	3,45	6,3	7,5	8,6	10,1	11,0	10,9	
80	1,0	2,15	3,7	6,7	8,0	9,2	10,7	11,7	11,6	
100	1,0	2,3	3,85	7,9	8,45	9,65	11,3	12,2	12,1	
200	1,25	2,6	4,4	8,0	9,65	11,1	12,9	14,0	13,8	
500	1,4	3,1	5,1	9,2	11,3	12,9	15,0	16,3	16,1	
1000	1,5	3,3	5,7	10,2	12,3	14,1	16,5	18,0	17,8	

**Таблица 2.24. Толщина защиты из бетона (см) в зависимости от кратности ослабления K и энергии γ -квантов (ш. п.)
($\rho_B = 2,3 \text{ г}/\text{см}^3$)**

K	Энергия γ -квантов, МэВ									
	0,2	0,4	0,6	1,0	1,25	1,5	2,0	3,0	4,0	
1,5	4,7	7,5	8,2	8,5	8,6	9,7	8,8	9,4	10,0	
2	7,6	11,3	12,4	12,9	13,3	13,6	14,1	15,3	16,4	
10	13,5	22,5	26,8	29,9	31,9	34,0	37,6	43,4	47,5	
20	15,3	25,8	31,9	37,0	39,9	42,5	47,0	54,0	58,7	
40	17,6	29,6	36,2	42,8	46,3	48,5	55,2	64,0	69,8	
60	19,3	31,7	38,5	45,8	50,1	52,5	60,5	69,8	74,0	
80	20,4	33,6	41,1	48,1	52,4	65,4	63,4	74,0	81,0	
100	21,1	35,2	43,0	50,5	54,5	58,3	65,7	77,5	84,5	
200	23,5	39,2	47,9	56,4	60,8	65,3	74,0	88,0	95,7	
500	26,0	43,9	54,5	64,6	69,8	74,8	84,5	101,0	110,4	
1000	28,2	48,1	59,2	70,4	76,1	81,7	92,7	110,9	120,9	

**Таблица 2.25. Толщина защиты из воды (см) в зависимости от кратности ослабления K и энергии γ -квантов (ш. п.)
($\rho = 1,0 \text{ г}/\text{см}^3$)**

K	Энергия γ -квантов, МэВ									
	0,2	0,4	0,6	1,0	1,25	1,5	2,0	3,0	4,0	
1,5	23	22	21	20	19	19	20	21	22	
2	27	28	27	28	28	29	30	34	35	
10	44	54	57	62	66	70	78	88	97	
20	50	64	69	76	82	87	96	111	125	
40	57	74	80	93	99	106	118	138	184	
60	62	79	86	102	110	116	130	153	204	
80	65	83	90	105	114	120	134	159	211	
100	73	86	93	118	127	135	152	179	242	
200	94	103	133	145	155	173	207	278		
500	104	115	145	157	168	188	225	305		
1000	89	113	125	156	170	182	204	245	330	

Таблица 2.26. Константы A_1 , α_1 , α_2 для представления дозового фактора накопления (точечный источник в бесконечной среде)

$h\nu$, МэВ	Вода			Бетон		
	A_1	$-\alpha_1$	α_2	A_1	$-\alpha_1$	α_2
0,5	24,0	0,138	0,0	12,5	0,111	0,006
1,0	11,0	0,104	0,03	9,9	0,088	0,029
2,0	6,4	0,076	0,092	6,3	0,069	0,058
3,0	5,2	0,062	0,108	4,7	0,062	0,073
4,0	4,5	0,056	0,117	3,9	0,059	0,079
6,0	3,6	0,05	0,124	3,1	0,059	0,083
8,0	3,0	0,045	0,128	2,8	0,057	0,086
10,0	2,7	0,042	0,130	2,6	0,05	0,084
Железо						
0,5	10,0	0,0948	0,012	1,65	0,032	0,296
1,0	8,0	0,0895	0,04	2,45	0,045	0,178
2,0	5,5	0,0788	0,07	2,6	0,071	0,103
3,0	5,0	0,074	0,075	2,15	0,097	0,077
4,0	3,75	0,075	0,082	1,65	0,123	0,064
6,0	2,9	0,082	0,075	0,96	0,175	0,059
8,0	2,35	0,083	0,055	0,67	0,204	0,067
10,0	2,0	0,095	0,012	0,5	0,214	0,08
Свинец						

Таблица 4.1. Содержание природных радионуклидов в теле человека

Изотоп	Символ	Место накопления	Содержание изотопа без стабильного носителя, г	Радиоактивность, Ки
Тритий	^3H	Весь организм	$8 \cdot 10^{-15}$	$7,6 \cdot 10^{-11}$
Углерод	^{14}C	Жировая ткань	$2 \cdot 10^{-3}$	$8,9 \cdot 10^{-8}$
Калий	^{40}K	Нервная и мышечная ткани	$8,3 \cdot 10^{-2}$	$6 \cdot 10^{-7}$
Торий	^{232}Th	Костная ткань	$7 \cdot 10^{-5}$	$7,9 \cdot 10^{-12}$
Уран	^{238}U	Костная ткань	$7 \cdot 10^{-4}$	$2,4 \cdot 10^{-10}$
Радий	^{286}Ra	Костная ткань	$(0,4-3,7) \cdot 10^{-10}$	$1,1 \cdot 10^{-10}$

Таблица 4.2. Содержание Cs^{137} (10^{-9} Ки/кг) в продукции растениеводства при плотности загрязнения 1 Ки/км²

Культура	Продукция	Тип почвы			
		песчаные	лесные	чернозем	торфяные
Рожь озимая	Зерно	0,3	0,03	0,03	0,4
	Солома	0,6	0,06	—	—
Пшеница озимая	Зерно	0,4	0,06	0,04	0,1
	Солома	0,6	0,12	—	—
Овес	Зерно	0,2	0,05	0,05	0,5
	Солома	1,6	0,12	—	—
Ячмень	Зерно	0,2	0,05	0,05	0,1
	Солома	1,6	0,12	—	—
Кукуруза	Вегетативная масса	0,2	0,05	0,07	—
	Бересклетовая масса	9,2	—	—	—
Люпин	Зерно	0,3	0,08	0,05	0,7
	Солома	0,5	0,15	0,1	0,25
Картофель	Корнеплод	6,0	1,0	1,0	4,5
	Сено	3,0	1,0	1,0	0,7
Свекла	Зерно	0,75	0,1	—	—
	Корнеплод	—	—	—	—
Многолетние травы (бобовые)	Сено	—	—	—	—
	Зерно	—	—	—	—
Клевер	Сено	—	—	—	—
Гречиха	Зерно	—	—	—	—

Таблица 4.3. Содержание природных радионуклидов в пищевых продуктах

Продукт	Удельная радиоактивность, Бк/кг	
	K^{40}	Ra^{226}
Пшеница	148,0	0,074–0,096
Картофель	129,5	0,022–0,044
Горох	273,0	0,29–0,87
Говядина	85,1	0,029–0,074
Рыба	77,7	0,015–0,027
Молоко	44,4	0,001–0,0099
Свинина	33,3	—
Масло сливочное	3,7	0,037–0,011
Вода (речная)	0,037–0,592	0,08–0,09

Таблица 4.4. Содержание Sr^{90} (10^{-9} Ки/кг) в продукции растениеводства при плотности загрязнения 1 Ки/км²

Культура	Продукция	Тип почвы			
		супесчаные	лесные	сероземы	черноземы
Пшеница озимая	Зерно	1,0	0,4	0,2	0,1
	Солома	5,0	2,0	1,0	0,5
Рожь озимая	Зерно	1,0	0,4	0,2	0,1
	Солома	5,0	2,0	1,0	0,5
Овес	Зерно	6,0	2,0	1,0	0,4
	Солома	30,0	10,0	5,0	2,0
Ячмень	Зерно	5,0	1,5	0,8	0,4
	Солома	25,0	7,5	4,0	2,0
Горох	Зерно	7,0	2,0	1,3	0,6
	Солома	35,0	10,0	6,5	3,0
Гречиха	Зерно	5,0	1,5	0,5	0,2
	Вегетативная масса	12,0	3,0	2,4	1,2
Картофель	Корнеплод	2,6	0,8	0,3	0,1
	Сено	6,0	1,6	0,7	0,3
Свекла	Корнеплод	1,2	0,3	0,2	0,1
	Соломка	5,0	1,5	—	—
Капуста	Кочан	0,75	0,1	—	—
	Соломка	—	—	—	—
Лен	Соломка	—	—	—	—
	Зерно	—	—	—	—
Гречиха	Зерно	—	—	—	—

Таблица 4.5. Коэффициенты перехода К в цепи "корма – продукт"

Продукт	К, %	
	Sr ⁹⁰	Cs ¹³⁷
Молоко (коровье)	0,1	1
Мясо говяжье	0,06	4
Мясо свиное	0,3	15
Мясо баранье	0,1	8
Мясо куриное	0,4	50

П р и м е ч а н и е. К – % от суточного поступления с рационом на 1 л (кг) продукта.

Таблица 4.6. Коэффициенты перехода К в цепи "молоко – молочные продукты"

Продукт	К, %	
	Sr ⁹⁰	Cs ¹³⁷
Молоко цельное	100	100
Молоко (обезжиренное)	85	92
Сливки	15	8
Масло	2,5	1,5
Пахта	13,5	6,5
Молочный жир (топленое масло)	0	0
Творог обезжиренный	10	12

П р и м е ч а н и е. К – % от содержания в цельном молоке.

Таблица 4.7. Всасывание и выведение радионуклидов организмом

Элемент	Изотоп	Процент резорбции		T _{био} , сут	T _{эфф} , сут
		из желудка	из легких		
Тритий	³ H	100	100	12	12
Углерод	¹⁴ C	100	75	10	10
Натрий	²⁴ Na	100	75	11	0,6
Фосфор	³² P	75	63	257	13,5
Сера	³⁵ S	100	75	90	443
Калий	⁴⁰ K	100	75	58	0,52
Кальций	⁴⁵ Ca	60	55	16400	152
Стронций	⁸⁹ Sr	30–80	40–50	13000	50,3
Йод	¹³¹ I	100	75	138	7,7
Цезий	¹³⁷ Cs	100	75	70	65
Полоний	²¹⁰ Po	6	28	30	25
Радон	²²² Rn	100	75	—	—
Радий	²²⁶ Ra	30	40	8100	1800
Уран	²³⁸ U, ²³⁵ U	0,3	25	200	200
Плутоний	²³⁹ Pu	0,1–0,01	25	65000	63000

Таблица 4.8. Годовая эффективная эквивалентная доза внутреннего облучения

Нуклид	Красный костный мозг	Легкие	Костная ткань	Гонады	Среднегодовая ЭЭД, мкЗв
Калий-40	270	180	140	180	180
Рубидий-87	7	4,5	14	10	6
Полоний-210	5,1	2,7	36	5,4	130
Радий-226	0,2	0,07	2,2	0,07	7
Радий-220	0,11	0,12	0,87	0,03	13
Радон	0,8	730–9300	0,9	0,03	800–1000

Таблица 4.9. Содержание (Бк·л⁻³) радиоактивных элементов в водной среде

Среда	³ H	²²⁶ Ra	²²² Rn	⁴⁰ K	²³⁸ U
Море	19–56	1,5–5,9	0,74–33	12210	37
Озеро	37–370	0,37–74	370–1850	37–1850	0,56–37
Грунтовые воды	37–370	3,7–370	3700–370000	3,7–370	1,1–185
Дождь	370–740	—	37000–3700000	3,7–74	—
Питьевая вода	185	3,7	370–3700	185	1,85

Таблица 4.10. Допустимые среднегодовые удельные активности (ДУА) естественных радионуклидов в питьевой воде

Радионуклид	ДУА, Бк/кг	Радионуклид	ДУА, Бк/кг
²³⁴ U	5,1	²¹⁰ Pb	0,37
²²⁶ Ra	0,89	²¹⁰ Po	0,21
²²⁸ Ra	0,37	²²² Rn	120

ЛИТЕРАТУРА

1. Абрамов А. П. Основы экспериментальных методов ядерной физики. М.: Энергоатомиздат, 1985.
2. Аверьянова А. П. Что нужно знать о радиации. Мн.: Выш. шк., 1992.
3. Алексахин Р. М. Ядерная энергия и биосфера. М.: Энергоатомиздат, 1991.
4. Анненков Б. Н. Основы сельскохозяйственной радиологии. М.: Экология, 1991.
5. Бабаев Н. С. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда. М.: Энергоатомиздат, 1984.
6. Барабой В. А. Ионизирующая радиация в нашей жизни. М.: Наука, 1991.
7. Барабой В. А. Популярная радиобиология. Киев: Наук. думка, 1988.
8. Батырев В. А. и др. Методическое пособие по основам радиационной безопасности и радиационной экологии для студентов технических и технологических вузов республики. Ч.1. Мн.: БГПА, 1992.
9. Белозерский Г. Н. Радиоэкология. Введение и физические основы. СПб.: Изд-во Ленингр. ун-та, 1994.
10. Бударков В. А. Радиобиологический справочник. Мн.: Ураджай, 1992.
11. Булдаков Л. А. Радиоактивные вещества и человек. М.: Энергоатомиздат, 1990.
12. Бусел А. В. Инженерная экология дорожно-строительных материалов. Мн.: Университетское, 1997.
13. Виленчик М. М. Радиобиологические эффекты и окружающая среда. М.: Энергоатомиздат, 1991.
14. Владимиров В. Г. Радиозащитные эффекты у животных и человека. М.: Наука, 1983.
15. Гельфанд М. Е. Радиационная безопасность при монтаже и наладке радиационной техники. М.: Энергоатомиздат, 1992.
16. Голубев В. П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. М.: Энергоатомиздат, 1986.
17. Гольданский В. И. Статистика отсчетов при регистрации ядерных частиц. М.: Наука, 1959.
18. Горицкий А. В. Радиоактивность строительных материалов. Киев: Будивельник, 1990.
19. Горн Л. С. Радиометрические приборы, блоки и узлы. М.: Атомиздат, 1976.
20. Гофман Дж. Чернобыльская авария: радиационные последствия для настоящего и будущих поколений. Мн.: Выш. шк., 1994.
21. Григорьев Ю. Г. Памятка населению по радиационной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1990.
22. Гродзенский Д. Э. Радиобиология. М.: Госэнергоиздат, 1966.
23. Гусев Н. Г. Радиоактивные выбросы в биосфере. М.: Энергоатомиздат, 1991.
24. Давыдов Б. И. Радиация, человек и окружающая среда. М.: ИЗДАТ, 1993.
25. Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений (метод. рук-во): В 2 т. / Под ред. В. М. Гришмановского. М.: Атомиздат, 1980–1981.
26. Закон Республики Беларусь "О правовом режиме территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате катастрофы на ЧАЭС". Мн., 1991.
27. Закон Республики Беларусь "О социальной защите граждан, пострадавших от катастрофы на ЧАЭС". Мн., 1991.
28. Защита населения и объектов народного хозяйства в чрезвычайных ситуациях / Под ред. М. И. Постника. Мн.: Университетское, 1997.
29. Защита населения и сельскохозяйственного производства в условиях радиоактивного загрязнения. Мн.: Ураджай, 1993.
30. Защита от ионизирующих излучений: В 2 т. / Под ред. И. Г. Гусева. М.: Энергоатомиздат, 1989.
31. Иванов В. И. Курс дозиметрии. М.: Атомиздат, 1988.
32. Ионизирующее излучение: источники и биологические эффекты: Доклад Национального комитета ООН по действию атомной радиации (НКДАР). 1982.
33. Кевра М. К. Растиения против радиации. Мн.: Выш. шк., 1993.
34. Кириллов В. Ф. Радиационная гигиена. М.: Медицина, 1988.
35. Когал Жд. Биологические эффекты радиации. М.: Энергоатомиздат, 1991.
36. Козлов В. Ф. Справочник по радиационной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1991.
37. Крисюк Э. М. Радиационный фон помещений. М.: Энергоатомиздат, 1989.
38. Кузин А. М. Стимулирующее действие ионизирующего излучения. М.: Атомиздат, 1977.
39. Лукьянин В. Б. Измерение и идентификация бета-радиоактивных препаратов. М.: Энергоатомиздат, 1982.
40. Люцко А. М. Выжить после Чернобыля. Мн.: Выш. шк., 1990.
41. Максимов М. Т. Радиоактивные загрязнения и их излучения. М.: Энергоатомиздат, 1989.
42. Маргулис У. Я. Атомная энергия и радиационная безопасность. М.: Энергоатомиздат, 1988.
43. Методические указания "Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 ГСИ. Единицы физических величин" в области ионизирующих излучений. РД-50-454-84". М.: Изд-во стандартов, 1984.
44. Можно ли победить радиацию. Рекомендации специалистов / О. В. Жуковская и др. Мн.: Беларусь, 1996.
45. Моисеев А. А. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. М.: Энергоатомиздат, 1990.
46. Мухин К. И. Экспериментальная ядерная физика: В 2 т. Т.1. М.: Атомиздат, 1974.
47. Нестеренко В. Б. Масштабы и последствия катастрофы на Чернобыльской АЭС для Беларуси, Украины и России. Мн.: Право и экономика, 1996.
48. Нестеренко В. Б. Рекомендации по мерам радиационной защиты населения и их эффективность. Мн.: Институт радиационной безопасности, 1998.
49. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующего излучения ОСП-72/87. М.: Энергоатомиздат, 1988.
50. Памятка для населения, проживающего на территории, загрязненной радиоактивными веществами. Мн.: РНУИЦ, 1994.
51. Поленов Б. В. Дозиметрические приборы для населения. М.: Энергоатомиздат, 1991.

52. Пределы поступления радионуклидов для работающих с радиоактивными веществами: Публикация МКРЗ-30: В 2 ч. / Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1982.
53. Пустовалов Г. Е. Атомная и ядерная физика. М.: МГУ, 1968.
54. Радиационная безопасность: Публикации МКРЗ-60, 61 / Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1994.
55. Радиационная защита: Публикация МКРЗ-2 / Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1973.
56. Радиационная защита: Публикация МКРЗ-26 / Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1978.
57. Радиация. Дозы, эффект, риск. М.: Мир, 1990.
58. Радиоактивность и пища человека / Под ред. Р. С. Расселла; Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1971.
59. Савастенко В. А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности. Мин.: Изд-во "Дизайн ПРО", 1998.
60. Савельев И. В. Курс общей физики: В 3 т. Т.3. М.: Наука, 1982.
61. Савенко В. С. Радиоэкология. Мин.: Изд-во "Дизайн ПРО", 1997.
62. Сельскохозяйственная радиоэкология / Р. М. Алексахин и др. М.: Экология, 1992.
63. Сивинцев Ю.В. Радиация и человек. М.: Знание, 1987.
64. Титов В. А. Радон в почвах и зданиях. Л.: НПО "Рудгeofизика", 1991.
65. Тяжелые естественные радионуклиды в биосфере: миграция и биологическое действие на популяции и биогеоценозы / Под ред. Р. М. Алексахина. М.: Наука, 1990.
66. Хольнов Ю. В. Характеристики излучений радиоактивных нуклидов, применяемых в народном хозяйстве. М.: Атомиздат, 1980.
67. Человек. Медико-биологические данные: Публикация МКРЗ-23 / Пер. с англ. М.: Медицина, 1977.
68. Чернобыль: Радиоактивное загрязнение природных сред / Под ред. Ю. А. Изразця. Л.: Гидрометеоиздат, 1990.
69. Шаров Ю. Н. Дозиметрия и радиационная безопасность. М.: Энергоатомиздат, 1991.
70. Шенон С. Питание в атомном веке. Мин.: Беларусь, 1991.
71. Широков Ю. М. Ядерная физика. М.: Наука, 1980.
72. Ярмоненко С. П. Радиобиология человека и животных. М.: Высш. шк., 1988.

БІБЛІЯТЭКА
БЕЛДЗЯРЖ-
УНІВЕРСІТЭТА

1678815

ОГЛАВЛЕНИЕ	
ВВЕДЕНИЕ	3
Глава 1. ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ И ОКРУЖАЮЩАЯ СРЕДА	6
1.1. Источники внешнего облучения.....	6
1.1.1. Естественные источники ионизирующих излучений.....	8
1.1.2. Техногенные источники ионизирующих излучений.....	14
1.2. Взаимодействие ионизирующего излучения с веществом.....	19
1.2.1. Взаимодействие заряженных частиц с веществом	23
1.2.2. Взаимодействие фотонного излучения с веществом.....	27
Глава 2. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	36
2.1. Основные дозиметрические величины	36
2.2. Расчет доз облучения.....	43
2.2.1. Расчет доз от внешнего фотонного и β -облучения.....	44
2.2.2. Расчет доз от внутреннего облучения	48
2.3. Гигиеническое нормирование ионизирующих излучений	53
2.3.1. Нормы радиационной безопасности	55
2.3.2. Основные правила работы с радиоактивными веществами	61
2.4. Проектирование защиты от внешних ионизирующих излучений.....	64
2.4.1. Расчет защиты от α - и β -излучения	68
2.4.2. Расчет защиты от γ -излучения	70
2.5. Методы обнаружения и регистрации ионизирующего излучения	78
2.6. Приборы радиационного и дозиметрического контроля	87
Глава 3. БИОЛОГИЧЕСКОЕ ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ	105
3.1. Радиолиз воды	109
3.2. Воздействие ионизирующего излучения на биологические объекты	110
3.2.1. Действие излучения на клетку	111
3.2.2. Радиочувствительность органов и тканей при внешнем облучении	118
3.3. Факторы, влияющие на биологическое действие ионизирующего излучения.....	121
Глава 4. ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ ГИГИЕНЫ НАСЕЛЕНИЯ	126
4.1. Пути проникновения радионуклидов в организм человека.....	128
4.2. Особенности поражающего действия отдельных радионуклидов.....	135
4.3. Способы снижения внутреннего облучения	145
ПРИЛОЖЕНИЕ	157
ЛИТЕРАТУРА	180

Учебное издание

Саечников Владимир Алексеевич
Зеленкевич Валерий Михайлович

**ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ
БЕЗОПАСНОСТИ**

Учебное пособие

Редактор Г. В. Лозовская

Художник обложки А. А. Федорченко

Технический редактор Т. К. Раманович

Корректор Г. М. Добыш

Подписано в печать 28.01.2002. Формат 60×84/16. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.
Печать офсетная. Усл. печ. л. 10,69. Уч.-изд. л. 11,2. Тираж 500 экз. Зак. 551,

Белорусский государственный университет.

Лицензия ЛВ № 315 от 14.07.98.

220050, Минск, проспект Франциска Скорины, 4.

Отпечатано с оригинала-макета заказчика.

Республикансское унитарное предприятие

«Издательский центр Белорусского государственного университета».

Лицензия ЛП № 461 от 14.08.2001.

220030, Минск, ул. Красноармейская, 6.