

КАЗАНСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ
ФИЗИЧЕСКИЙ ФАКУЛЬТЕТ
КАФЕДРА ФИЗИКИ ТВЕРДОГО ТЕЛА

Л.Д. Зарипова

**ФИЗИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ ДОЗИМЕТРИИ.
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ.**
(методическое пособие)

КАЗАНЬ
2008

УДК 530.145
ББК 22.31
И 83

Рекомендовано в печать Ученым Советом физического факультета
Казанского государственного университета

Рецензент:

к.ф.-м.н, доцент, заведующий кабинетом изотопных методов
исследований КИБ КНЦ РАН Манапов Р.А.

Зарипова Л.Д.

И83 Физические основы дозиметрии. Радиационная безопасность:
Учебно-методическое пособие для студентов физического
факультета / Л.Д. Зарипова. — Казань: Изд-во Казанск. гос.
ун-та . 2008..-42 с.: ил.

Методическое пособие предназначено для студентов
физического факультета при изучении курсов «Ядерная физика»,
«Дозиметрия» и «Дефектоскопия». Может быть рекомендовано
для студентов факультета географии и экологии, биолого-
почвенного и геологического факультетов.

Табл. 5, илл. 3.

УДК 530.145
ББК 22.31

© Зарипова Л.Д., 2008
© Казанский государственный
университет, 2008

ОГЛАВЛЕНИЕ

1. ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ.....	4
2. ДОЗИМЕТРИЯ, ФИЗИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ И ИХ ЕДИНИЦЫ.....	7
2.1. Основные понятия и термины.....	7
2.2. Поле излучения и его характеристики.....	9
2.3. Доза излучения, единицы дозы.....	16
3. АКТИВНОСТЬ РАДИОНУКЛИДА И ЕЕ СВЯЗЬ С ДОЗОВЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ.....	25
4. ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЖИВОЙ ОРГАНИЗМ.....	31
4.1. Механизм действия излучения.....	31
4.3. Возможные последствия облучения людей.....	33
5. НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ.....	37
Литература.....	44

1. ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

В последние десятилетия в обществе вызывает особое беспокойство применения ионизирующего излучения в энергетике, промышленности, в медицине.

Неграмотное обращение с ионизирующим излучением – преступление, а незнание основ радиационной безопасности, принципов и средств ее обеспечения порождает радиофобию. Знание физических основ дозиметрии и новой научно-практической дисциплины – радиационной безопасности поможет грамотно оценить пользу и одновременно опасность, которую несет радиация.

Радиационная безопасность населения – состояние защищенности настоящего и будущего поколения людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

Радиационная безопасность – состояние объекта, организации, производства, территории и защищенности людей, определяемое комплексом технических и организационных мероприятий, исключающих или максимально снижающих возможность вредного воздействия природных и техногенных источников ионизирующего излучения на население, персонал и окружающую природную среду.

Основными принципами обеспечения радиационной безопасности являются:

- принцип нормирования – непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения;
- принцип обоснования – запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего

излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к естественному радиационному фону облучением;

- принцип оптимизации – поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения.

Радиационная безопасность обеспечивается:

- проведением комплекса мер правового, организационного, инженерно-технического, санитарно-гигиенического, медико-профилактического, воспитательного и образовательного характера;
- осуществлением органами государственной власти Российской Федерации, органами государственной власти субъектов Российской Федерации, органами местного самоуправления, общественными объединениями, другими юридическими лицами и гражданами мероприятий по соблюдению правил, норм и нормативов в области радиационной безопасности;
- информированием населения о радиационной обстановке и мерах по обеспечению радиационной безопасности;
- обучением населения в области обеспечения радиационной безопасности.

Задачами радиационной безопасности являются:

1. Разработка критериев для оценки ионизирующего излучения как вредного фактора воздействия на отдельных людей, население в целом и объекты окружающей среды;
2. Разработка способов оценки и прогнозирования радиационной обстановки, а также путей приведения ее в

соответствие с выработанными критериями безопасности;

3. Разработка системы радиационного контроля.

Атомная технология, как и любая другая технология, требует правовой регламентации, т.к. высокая потенциальная опасность для населения и окружающей среды, особенно при радиационных авариях. Сюда входят и законодательная и нормативная база в области радиационной безопасности.

Для снижения дозы облучения населения страны необходимо комплексное применение всех методов и приемов по снижению доз облучения.

В частности, особое место занимает использование ионизирующего излучения в медицине. Это обусловлено многими причинами: во-первых, медицинские процедуры вносят наиболее существенный вклад (более 50%) в дозу облучения населения, обусловленную всеми антропогенными источниками излучения, а во-вторых, дозы облучения отдельных органов и тканей человека при, например, рентгенодиагностике значительно выше тех, которые характерны для природного радиационного фона. Поэтому в медицине тоже необходим комплекс мероприятий по упорядочению проведения рентгенологических исследований, оптимизации режимов работы рентгеновских аппаратов, грамотной оценке индивидуальных доз пациентов и персонала, которая поможет решить, в том числе и первые две названные задачи, а также, что очень важно, совершенствованию системы подготовки, повышения квалификации и аттестации кадров.

Оптимизация комплекса мер, направленных на решение функциональных задач системы радиационной безопасности, является одной из важнейших проблем, поскольку недостаточность комплекса средств может нанести ущерб

здоровью человека, а его избыточность ведет к нерациональному расходованию государственных средств и затрудняет внедрение прогрессивной технологии [1].

2. ДОЗИМЕТРИЯ, ФИЗИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ И ИХ ЕДИНИЦЫ

2.1. Основные понятия и термины

Дозиметрия ионизирующих излучений — самостоятельный раздел ядерной физики, в котором рассматриваются свойства ионизирующих излучений, физические величины, характеризующие взаимодействие ионизирующих излучений со средой, а также методы и средства для измерений этих величин. Дозиметрия является основой для выработки мер радиационной безопасности при работе с ионизирующими излучениями. Именно эти проблемы и послужили стимулом зарождения и развития дозиметрии. В дальнейшем дозиметрия приобрела важное значение в физических, химических и радиобиологических исследованиях, а также в радиационной терапии и диагностике, радиационных технологиях и охране окружающей среды.

Под *ионизирующим излучением* (ИИ) понимается любое излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию электрических зарядов разных знаков. Видимый свет и ультрафиолетовое излучение в понятие “ионизирующее излучение” не включается.

Различают также непосредственно ионизирующее излучение (НИИ) и косвенно ионизирующее излучение (КИИ). НИИ — излучение, состоящее из заряженных частиц, кинетическая энергия которых достаточна для ионизации большого числа атомов. КИИ — излучение, состоящее из

фотонов и незаряженных частиц. Фотоны, взаимодействуя со средой, передают энергию электронам, которые приобретают свойства НИИ. Частицы, например нейтроны, взаимодействуя с ядрами атомов среды, порождают потоки вторичных частиц (ядра отдачи, продукты ядерных реакций — ядерные частицы и фотоны) также играющие роль НИИ.

ИИ, состоящее из фотонов одинаковой энергии, называется *моноэнергетическим*. ИИ, состоящее из фотонов различных энергий или частиц одного вида с разными кинетическими энергиями, называется *немоноэнергетическим*. Если излучение состоит из частиц разного вида или из частиц и квантов, то такое излучение называется *смешанным*.

Можно также классифицировать излучение по характеру его направленности. ИИ с выделенным направлением распространения называется *направленным*. Направленное излучение приходит в рассматриваемую точку пространства только по одному направлению. Примером может служить излучение точечного источника в отсутствие рассеивающей среды. У ненаправленного излучения иногда можно выделить преимущественное направление распространения. Если в некоторой области пространства отсутствует преимущественное направление распространения ИИ, то излучение называют *изотропным*.

Классифицируют ИИ также во временном масштабе (имеется в виду последовательность появления частиц (квантов) в процессе взаимодействия исходной частицы ИИ с частицами среды). *Первичное ИИ* — излучение, которое в рассматриваемом процессе взаимодействия со средой является исходным или принимается за исходное. *Вторичное ИИ* — излучение, возникающее в результате взаимодействия первичного ИИ с данной средой.

Источниками ионизирующих излучений являются радиоактивные вещества, технические устройства (ядерные реакторы, ускорители заряженных частиц, рентгеновские установки и др.) и космическое пространство.

Для количественной оценки воздействия ИИ на вещество необходимо ввести соответствующие величины (и соответствующие единицы измерения) степени облучения вещества. Эти величины называются *дозиметрическими*. Рациональный выбор таких величин осложнен тем, что механизм взаимодействия ИИ с веществом сильно зависит от типа и энергии ИИ.

Применяются дозиметрические величины трех типов:

а) величины, описывающие интегральный по времени поток частиц;

б) величины, описывающие интегральный по времени поток энергии, переносимый частицами через вещество, независимо от степени поглощения этого потока;

в) величины, описывающие удельное поглощение энергии веществом.

Кроме того, специальные величины приходится вводить для расчета биологического действия излучений.

Для того чтобы ввести величины (и единицы) первых двух типов необходимо ввести и рассмотреть понятие поля излучения и его характеристики.

2.2. Поле излучения и его характеристики

Под *полем излучения* в дозиметрии понимают пространственно-временное и энергетическое распределение излучения в рассматриваемой среде.

Информация о поле излучения задается распределением частиц во времени, в пространстве и по энергии, иными

словами, для полного представления о поле излучения необходимо указать, сколько частиц, с какой энергией и в каком направлении приходит в любую точку области пространства в каждый момент времени.

Поле излучения задается в потоковых или токовых величинах [1,2]. Рассмотрим потоковые характеристики поля излучения. Наиболее полная информация о поле излучения задается *пространственно-временной энергетическо-угловой плотностью потока частиц* $\varphi(\mathbf{r}, t, E, \mathbf{\Omega})$ (здесь и ниже в этой главе \mathbf{r} , $\mathbf{\Omega}$, \mathbf{J} , \mathbf{k} — векторные величины), которая представляет собой отношение числа ионизирующих частиц dN с энергией от E до $E+dE$, распространяющихся в

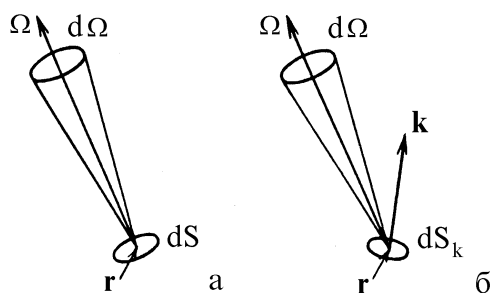


Рис. 2.1. К определению пространственно-временной энергетическо-угловой плотности потока частиц (а) и плотности скалярного тока частиц (б)

направлении, определенном элементарным телесным углом $d\Omega$, содержащим данное направление $\mathbf{\Omega}$, и пересекающих в момент времени t за интервал времени dt элементарную площадку dS , центрированную в рассматриваемой точке поля \mathbf{r} , нормаль к которой совпадает с выбранным направлением распространения $\mathbf{\Omega}$, к площади элементарной площадки dS , к интервалу времени dt , к энергетическому интервалу dE и к элементарному телесному углу $d\Omega$ (рис. 2.1а): $\varphi(\mathbf{r}, t, E, \mathbf{\Omega}) = dN / (dS dt dE d\Omega)$.

Если надо знать не поток частиц, а поток энергии этих частиц, то информация о поле задается *пространственно-временной энергетическо-угловой плотностью потока энергии частиц*:

$$I(\mathbf{r}, t, E, \mathbf{\Omega}) = E\varphi(\mathbf{r}, t, E, \mathbf{\Omega}). \quad (2.1)$$

Для решения многих задач удобными оказываются токовые характеристики поля излучения.

Наиболее подробная информация о поле излучения в этом случае, как и для потоковых характеристик, задается *пространственно-временной энергетическо-угловой плотностью тока частиц* $\mathbf{J}(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$, которая по модулю совпадает с $\varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$, но в отличие от $\varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ является вектором, совпадающим с направлением распространения частиц Ω :

$$\mathbf{J}(\mathbf{r}, t, E, \Omega) = \Omega \varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega). \quad (2.2)$$

Поле излучения по току можно также характеризовать не числом частиц, а их энергией, задавая *пространственно-временную энергетическо-угловую плотность тока энергии частиц*:

$$\mathbf{J}_E(\mathbf{r}, t, E, \Omega) = \Omega I(\mathbf{r}, t, E, \Omega) = \Omega E \varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega). \quad (2.3)$$

На практике нас обычно интересует не ток через площадку, положение которой строго определенным образом фиксируется результирующим вектором тока, а число частиц, пересекающих площадку, произвольным образом ориентированную в пространстве в соответствии с условием задачи, например через площадку на границе объемного источника или через площадку на границе защиты. Произвольную ориентацию площадки в пространстве будем определять единичным вектором \mathbf{k} , перпендикулярным ее поверхности (рис.2.1б). Эту величину будем называть *скалярным током*.

Тогда *пространственно-временную энергетическо-угловую плотность скалярного тока частиц* через произвольную площадку $dS_{\mathbf{k}}$, расположенную перпендикулярно вектору \mathbf{k} (рис.2.1б), $J_{\mathbf{k}}(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ можно определить как отношение числа ионизирующих частиц dN с энергией от E до $E+dE$, распространяющихся в направлении, определенном элементарным телесным углом $d\Omega$, содержащим данное

направление Ω , и пересекающих в момент времени t за интервал времени dt элементарную площадку dS_k , центрированную в рассматриваемой точке поля r , нормаль к которой совпадает с направлением единичного вектора \mathbf{k} , к площади элементарной площадки dS_k , к интервалу времени dt , к энергетическому интервалу dE и к элементарному телесному углу $d\Omega$.

$$J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega) = dN / (dS_k dt dE d\Omega). \quad (2.4)$$

Пространственно-временная энергетическо-угловая плотность скалярного тока частиц $J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ связана с $\varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ очевидным соотношением

$$\begin{aligned} J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega) &= \varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega) \frac{dS}{dS_k} = \\ &= \varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega) \cos(\Omega, \mathbf{k}) \end{aligned} \quad (2.5)$$

Нетрудно показать, что $J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ — проекция вектора $\mathbf{J}(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ на направление вектора \mathbf{k} . Действительно,

$$\begin{aligned} J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega) &= \mathbf{J}(\mathbf{r}, t, E, \Omega) \mathbf{k} = \varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega) \Omega \mathbf{k} = \\ &= \varphi(\mathbf{r}, t, E, \Omega) \cos(\Omega, \mathbf{k}) \end{aligned} \quad (2.6)$$

Следовательно, понятие пространственно-временной энергетическо-угловой плотности скалярного тока частиц $J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ тождественно проекции пространственно-временной энергетическо-угловой плотности тока частиц $\mathbf{J}(\mathbf{r}, t, E, \Omega)$ на направление вектора \mathbf{k} , расположенного нормально к площадке dS_k .

Таким образом, при расчете плотности скалярного тока частиц каждая частица учитывается со своим весовым множителем, который зависит от угла, образуемого вектором скорости частиц Ω с вектором направления \mathbf{k} , и равняется $\cos(\Omega, \mathbf{k})$.

Пространственно-временную энергетическо-угловую плотность скалярного тока энергии частиц обозначают

$$J_{E_k}(\mathbf{r}, t, E, \Omega) = E J_k(\mathbf{r}, t, E, \Omega). \quad (2.7)$$

В общем виде пространственно-временные энергетическо-угловые характеристики поля ионизирующих излучений зависят от семи переменных: трех пространственных координат, определяющих положение рассматриваемой области пространства, радиус-вектор \mathbf{r} , двух углов, характеризующих направление единичного вектора $\mathbf{\Omega}$, энергии и времени.

Для рассмотренных ниже стационарных по времени задач зависимость характеристик поля излучения от времени t исключается из рассмотрения.

В подавляющем большинстве случаев конечной целью расчетов является определение числа N частиц ИИ, проходящих через определенную поверхность раздела сред, или частиц, остановившихся в заданном объеме. Аналогично, представляет интерес суммарная величина энергии W , переносимой через поверхность или поглощенной в объеме. Именно от таких интегральных величин зависит эффект радиационного воздействия, который может быть оценен или измерен. Определенные нами *дифференциальные характеристики* поля излучения (2.1) - (2.4) и (2.7) служат основой для вычисления этих величин.

Проследим в качестве примера в общих чертах процедуру вычисления числа частиц N , проходящих через поверхность S в поле излучения со стационарной пространственной энергетическо-угловой плотностью потока $\varphi(\mathbf{r}, E, \mathbf{\Omega})$. Обозначим радиусы-векторы точек поверхности S через \mathbf{r}_s . Если вектор $\mathbf{\Omega}$ имеет дискретный набор значений $\mathbf{\Omega}_i$, $i = 1, 2, \dots, m$, то пространственно-энергетическая плотность потока через элементарную площадку dS_k на поверхности S с вектором нормали $\mathbf{k}(\mathbf{r}_s)$ будет равна

$$\varphi(\mathbf{r}_s, E) = \sum_{i=1}^m \varphi(\mathbf{r}_s, E, \mathbf{\Omega}_i) \mathbf{\Omega}_i \mathbf{k}(\mathbf{r}_s) d\Omega_i. \quad (2.8)$$

Если Ω непрерывно (протяженный, не точечный, источник, рассеянное излучение и т.п.) то сумма заменяется интегралом.

$$\begin{aligned}\varphi(\mathbf{r}_s, E) &= \int \varphi(\mathbf{r}_s, E, \Omega) \Omega \mathbf{k}(\mathbf{r}_s) d\Omega = \\ &= \int J_k(\mathbf{r}_s, E, \Omega) d\Omega\end{aligned}\quad (2.9)$$

Энергетическая (спектральная) плотность потока через поверхность S

$$\Phi_S(\mathbf{r}, E) = \int_S \varphi(\mathbf{r}, E) dS_k \quad (2.10)$$

Наконец, *поток ионизирующих частиц* — отношение числа ионизирующих частиц dN , падающих на данную поверхность за интервал времени dt , к этому интервалу

$$\Phi = \frac{dN}{dt} = \int \Phi_S(\mathbf{r}, E) dE. \quad (2.11)$$

Здесь предполагается непрерывный энергетический спектр ИИ. В случае чисто дискретного спектра вычисляется сумма по всем линиям спектра.

Аналогичным образом вычисляются другие *интегральные* потоковые характеристики поля излучения. Сформулируем общепринятые определения интегральных потоковых характеристик поля излучения, которые используются наиболее часто.

Поток ионизирующих частиц — отношение числа ионизирующих частиц dN , падающих на данную поверхность за интервал времени dt , к этому интервалу: $\Phi = dN/dt$.

Плотность потока ионизирующих частиц - отношение потока ионизирующих частиц $d\Phi$, проникающих в объем элементарной сферы, к площади центрального поперечного сечения dS этой сферы: $\varphi = d\Phi/dS = dN/(dS dt)$.

Флюенс ионизирующих частиц — отношение числа ионизирующих частиц dN , проникающих в объем элементар-

ной сферы, к площади центрального поперечного сечения dS этой сферы: $\Phi = dN/dS$.

Поток энергии ионизирующих частиц - отношение суммарной энергии (исключая энергию покоя) dW всех ионизирующих частиц, падающих на данную поверхность за интервал времени dt , к этому интервалу: $\Phi_E = dW/dt$.

Плотность потока энергии ионизирующих частиц - отношение потока энергии ионизирующих частиц $d\Phi_E$, проникающих в объем элементарной сферы, к площади центрального поперечного сечения dS этой сферы: $I = d\Phi_L/dS = dW/(dS dt)$.

Флюенс энергии ионизирующих частиц - отношение суммарной энергии (исключая энергию покоя) dW всех ионизирующих частиц, проникающих в объем элементарной сферы, к площади центрального поперечного сечения dS этой сферы: $\Phi_w = dW/dS$.

Характеристики поля, аргументами которых являются энергия E и направление движения частиц Ω , называются дифференциальными. Если E и Ω не являются аргументами характеристики поля, то она называется интегральной. Однако обычно для простоты слова “дифференциальный” и “интегральный” опускают, так как указание аргументов у соответствующих величин ясно показывает, какая характеристика имеется в виду. Таким образом, характеристики поля излучения могут задаваться в потоковых величинах, токовых величинах и величинах скалярного тока.

Характеристики интегрального потока в принципе могут быть использованы для вычисления величины поглощенной в облучаемой среде энергии ИИ, однако, в силу сложности таких расчетов и зависимости результатов воздействия излучений на свойства среды и жизнедеятельность организмов от сорта

частиц и их энергии, возникла необходимость ввода другой характеристики поля излучения — дозы излучения.

Потерянная излучением энергия – это убыль энергии первичного ИИ в результате взаимодействия со средой. Если пробег частиц НИИ меньше размеров облучаемого объекта, вся потерянная ИИ энергия поглощается веществом (если тормозное фотонное излучение можно не учитывать), т.е. равна поглощенной веществом энергии. Это равенство не выполняется в поверхностных слоях объекта.

В случае КИИ часть энергии, потерянной первичным ИИ уносится из вещества рассеянными фотонами. Основную часть энергии, переданной веществу, составляет кинетическая энергия освобожденных заряженных частиц, характеризуемая дозовой величиной *керма*.

Освобожденные заряженные частицы играют роль вторичного НИИ, и к ним применимо сказанное в предыдущем абзаце.

Поглощенная веществом энергия ИИ затрачивается на ионизацию и возбуждение атомов, на образование дефектов структуры, на протекание химических реакций (а в некоторых особых случаях — на ядерные реакции) и на увеличение энергии теплового движения частиц вещества.

2.3. Доза излучения, единицы дозы.

Основная задача дозиметрии — дать количественную оценку эффекта воздействия ИИ на облучаемый объект. Для наиболее интересной в прикладном отношении области энергий ИИ до 10 МэВ основные эффекты, вызываемые ИИ в веществе, пропорциональны энергии, поглощенной веществом, и часто в первом приближении не зависят от вида излучения и от энергии ионизирующих частиц. Основываясь

на этой эмпирической закономерности оказалось удобным ввести понятие *дозы излучения*.

Схема на рис. 2.2 описывает в общих чертах процессы передачи и превращения энергии первичного ИИ в облучаемом веществе и поясняет смысл и логику формирования различных понятий дозы.

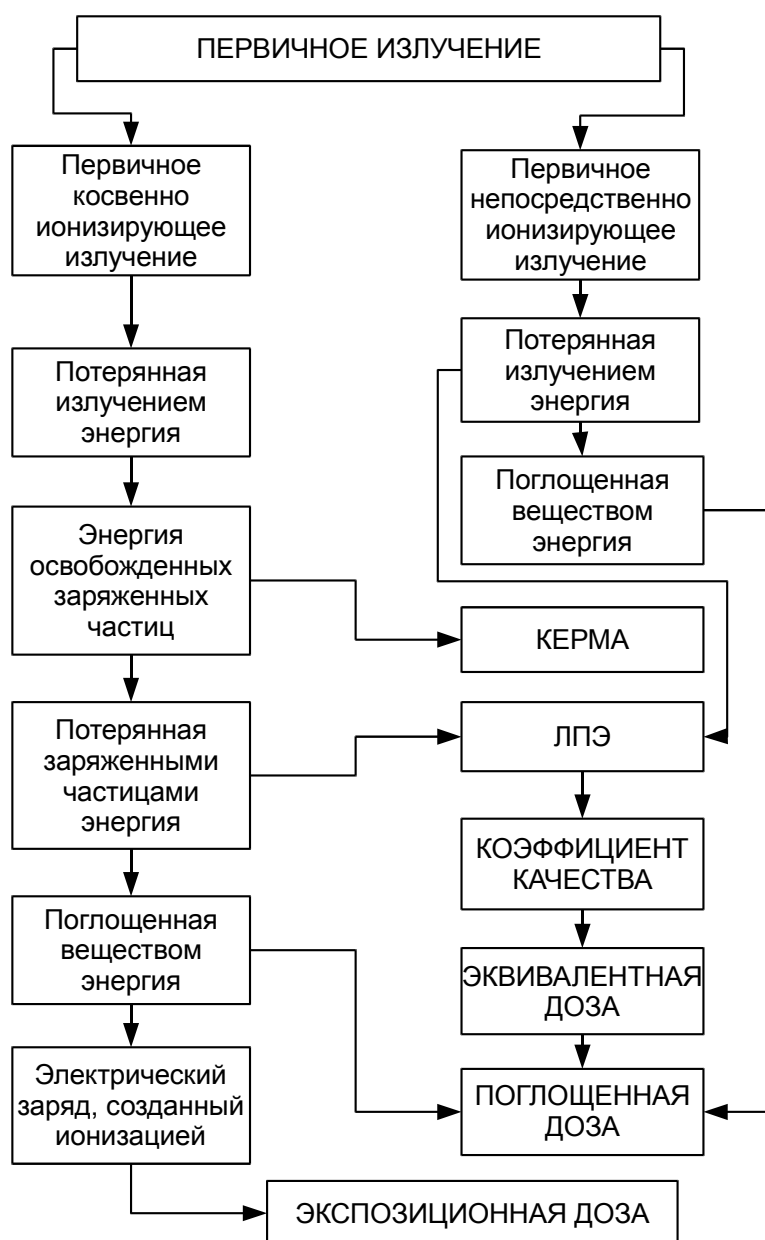


Рис. 2.2. Схема образования дозовых характеристик поля ионизирующего излучения

Для определения меры поглощенной энергии любого вида излучения в среде принято понятие *поглощенной дозы излучения*. Поглощенная доза излучения D определяется как отношение средней энергии dw , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе dm вещества в этом объеме:

$$D = dw/dm \quad (2.12)$$

За единицу поглощенной дозы излучения в СИ принимается *грей* (Гр). Грей равен поглощенной дозе ионизирующего излучения, при которой веществу массой 1 кг передается энергия ионизирующего излучения 1 Дж (1Гр = 1 Дж/кг).

Применяют также дольные и кратные единицы мкГр, мГр, МГр и др.

Внесистемная единица поглощенной дозы излучения - *рад*. Рад соответствует поглощению 100 эрг энергии любого вида ионизирующего излучения в 1 г облученного вещества:

$$1 \text{ рад} = 100 \text{ эрг/г} = 10^{-2} \text{ Дж/кг} = 10^{-2} \text{ Гр}; 1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}.$$

Для определения воздействия на среду косвенно ионизирующего излучения вводится понятие *кермы* ($kerm$ — сокращение от “kinetic energy released in material”, что означает освобожденную в веществе кинетическую энергию). Керма (K) - отношение суммы начальных кинетических энергий dE_k всех заряженных ионизирующих частиц, образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе dm вещества в этом объеме:

$$K = dE_k/dm \quad (2.13)$$

Единица измерения кермы совпадает с единицей поглощенной дозы, т.е. в СИ - грей (Гр), внесистемная единица — рад.

Экспозиционная доза X — это количественная характеристика фотонного излучения, которая основана на его ионизирующем действии в сухом атмосферном воздухе и

представляет собой отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, созданных в воздухе, к массе воздуха в указанном объеме dm (при этом считается, что все электроны и позитроны, освобожденные фотонами в элементарном объеме воздуха с массой dm , полностью потеряли в нем кинетическую энергию):

$$X = dQ/dm \quad (2.14)$$

Понятие экспозиционной дозы рекомендовано для фотонного излучения с энергией до 3 МэВ.

Единица экспозиционной дозы в СИ — *кулон на килограмм* (Кл/кг). Кулон на килограмм равен экспозиционной дозе, при которой все электроны и позитроны, освобожденные фотонами в воздухе массой 1 кг, производят в воздухе ионы, несущие электрический заряд 1 Кл каждого знака.

Внесистемная единица экспозиционной дозы — *рентген* (Р). Рентген — это единица экспозиционной дозы фотонного излучения, при прохождении которого через 0,001293 г воздуха в результате завершения всех ионизационных процессов в воздухе создаются ионы, несущие одну электростатическую единицу (система СГСЕ) количества электричества каждого знака, т.е. $2,08 \cdot 10^9$ пар/см². Заметим, что 0,001293 г — это масса 1 см³ атмосферного сухого воздуха при нормальных условиях (температура 0°С и давление 760 мм рт.ст.).

Соотношение внесистемной единицы и единицы СИ:

$$1 \text{ Р} = 2,08 \cdot 10^9 \text{ см}^{-3} \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Кл} / 1,29 \cdot 10^{-6} \text{ кг} \cdot \text{см}^{-3} \approx 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}.$$

Экспозиционная доза не учитывает ионизацию, обусловленную тормозным излучением электронов и позитронов: этой величиной для воздуха обычно можно пренебречь ввиду ее малости.

В процессе перехода на единицы СИ экспозиционная доза подлежит изъятию из употребления [3]. Укажем на некоторые

причины такого решения. Экспозиционная доза была введена только для фотонного излучения, поэтому она не может использоваться в полях часто встречающегося на практике смешанного излучения. Даже и для фотонного излучения область практического использования этой величины ограничена энергией 3 МэВ. Значения экспозиционной дозы в рентгенах и поглощенной дозы в воздухе в парах различаются во внесистемных единицах в 1,14 раза. Существенное изменение размеров единиц при переходе на единицы СИ и нецелочисленный неудобный коэффициент связи между внесистемными единицами и единицами СИ могут быть причинами многочисленных ошибок.

В задачах практической дозиметрии в области биологии, медицины, радиационной безопасности, т.е. когда объектом облучения является биологическая ткань, экспозиционная доза и поглощенная доза находятся в однозначном соответствии.

В качестве эквивалентной замены экспозиционной дозы используется керма для воздуха, или воздушная керма.

Для оценки биологического эффекта воздействия излучения произвольного состава потребовалось введение новой дозовой характеристики, так как поглощенная доза неоднозначно отражает биологический эффект излучения.

Установлено, что биологический эффект облучения существенно зависит от вида и энергии излучения. Эта зависимость обусловлена тем, что от этих характеристик излучения зависит величина L — *линейная передача энергии* (ЛПЭ) от первичных или вторичных заряженных частиц. ЛПЭ — это средняя энергия, локально переданная веществу заряженной частицей на интервале длины ее следа dl , т.е.

$$L = dE/dl. \quad (2.16)$$

Локальность может быть определена заданием максимального расстояния, на котором учитывается передача энергии. Так энергия, унесенная квантами тормозного излучения и поглощенная на значительном расстоянии от следа частицы, не учитывается при оценке ЛПЭ. Считается, что величина ЛПЭ характеризует степень поражения отдельной клетки живой ткани, через которую прошла частица.

Для сравнения биологических эффектов, производимых одинаковой поглощенной дозой различных видов излучений, используют понятие *относительная биологическая эффективность излучения* (ОБЭ). Под ОБЭ излучения понимают отношение поглощенной дозы образцового рентгеновского излучения к поглощенной дозе рассматриваемого вида излучения при условии эквивалентности биологических эффектов от этих двух видов излучений. За образцовое

Таблица 2.1.
Зависимость
коэффициента качества
 W_R от ЛПЭ.

ЛПЭ, кэВ/мкм	W_R , Зв/Гр
0,4	1
3	1,5
10	3
20	5
47	10
155	20
430	10
870	5
4300	1
и более	и менее

рентгеновское излучение принимают с непрерывным энергетическим спектром и граничной энергией 180 кэВ.

ОБЭ зависит не только от вида и энергии частиц ИИ, но и от ряда других факторов, таких как доза и ее мощность и т.д. Это обусловило необходимость введения *коэффициента качества (взвешивающий коэффициент)*, представляющего собой регламентированное значение ОБЭ, установленное для контроля степени радиационной опасности при хроническом облучении. Единица

измерения коэффициента качества — *зиверт/грей*. Этот коэффициент определяет зависимость биологических последствий облучения человека в малых дозах от полной линейной передачи энергии (ЛПЭ) излучения.

Среднее значение коэффициента качества излучения определяется по формуле

$$\bar{W}_R = \frac{1}{D} \int_0^{\infty} \frac{dD(L)}{dL} W_R(L) dL, \quad (2.18)$$

где $dD(L)/dL$ — распределение поглощенной дозы D по полной линейной передаче энергии L ; $W_R(L)$ — коэффициент качества.

Если спектр излучения в шкале ЛПЭ неизвестен, но известны состав и энергетические спектры отдельных компонент излучения, то для определения значения \bar{W}_R можно использовать значения коэффициентов качества для разных видов излучения и энергий (Таблица 2.2) [1].

Заметим, что обычно в практических расчетах для фотонов, электронов, позитронов и бета-частиц коэффициент качества принимается равным единице.

В задачах радиационной безопасности при хроническом облучении человека в малых дозах (в дозах, не превышающих пяти предельно допустимых годовых доз при облучении всего тела человека) основной величиной для оценки биологического действия излучения любого состава является *эквивалентная доза*.

Эквивалентная доза ионизирующего излучения H — произведение поглощенной дозы D на средний коэффициент качества излучения \bar{W}_R в данном объеме биологической ткани стандартного состава:

$$H = \bar{W}_R D. \quad (2.19)$$

Единица эквивалентной дозы СИ — *зиверт* (Зв).

Зиверт равен эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани стандартного состава на средний коэффициент качества равно 1 Дж/кг.

Таблица 2.2

Взвешивающие коэффициенты \bar{W}_R для отдельных видов излучения.

Вид излучения	\bar{W}_R
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий	1
Нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
от 10 кэВ до 100 кэВ	10
от 100 кэВ до 2 МэВ	20
от 2 МэВ до 20 МэВ	10
более 20 МэВ	5
Протоны с энергией более 2 МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

Единица зиверт имеет одинаковую размерность с единицей грей — L^2T^{-2} . Однако это единицы имеют разный смысл. 1 Дж/кг=1 Гр лишь применительно к поглощенной дозе или керма, а 1 Дж/кг=1 Зв когда определяют размер эквивалентной дозы.

Внесистемная единица эквивалентной дозы — бэр (биологический эквивалент рада). Бэр равен эквивалентной дозе, при которой произведение поглощенной дозы в биологической ткани стандартного состава на средний коэффициент качества равно 100 эрг/г.

Таким образом, 1 бэр = 0,01 Зв.

Для определения воздействия ионизирующего излучения на среду за единицу времени вводятся понятия мощности поглощенной дозы \dot{D} (Гр/с); мощности кермы \dot{K} (Гр/с); мощности экспозиционной дозы \dot{X} (А/кг); мощности эквивалентной дозы \dot{H} (Зв/с), определяемые следующим образом:

$$\dot{D} = dD/dt; \dot{K} = dK/dt; \dot{X} = dX/dt; \dot{H} = dH/dt. \quad (2.20)$$

Кроме величины плотности ионизации большое значение имеет место облучения, т.е. какой именно орган подвергается воздействию ионизирующего излучения. Было установлено, что наиболее чувствительными к радиации являются кроветворные органы, гонады, легкие, щитовидная железа, желудок. Величина, характеризующая меру воздействия излучения на человека с учетом радиочувствительности его органов, называется *эффективной дозой*. Она является суммой произведений эквивалентной дозы, полученной отдельным органом, на соответствующий взвешивающий коэффициент W_T для данного органа или ткани (Таблица 2.3.):

$$E = \sum_T W_T \times H_T \quad (2.21)$$

где H_T — эквивалентная доза в ткани или органе; W_T — соответствующий взвешивающий коэффициент для ткани или органа. Эффективная доза также измеряется в *зивертах* (Дж/кг).

Именно величина эффективной дозы характеризует воздействие излучения на человека, поэтому предельно допустимые уровни облучения выражаются в единицах эффективной дозы.

Таблица 2.3

Взвешивающие коэффициенты W_T для тканей и органов

Тип ткани или органа	W_T
Гонады	0,2
Костный мозг (красный)	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01

3. АКТИВНОСТЬ РАДИОНУКЛИДА И ЕЕ СВЯЗЬ С ДОЗОВЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ

Источниками ионизирующего излучения чаще всего являются радиоактивные вещества.

Для оценки поля распределения дозы необходимо установить связь характеристик поля излучения с характеристиками радиоактивного источника: активностью, типом распада, энергией частиц, геометрическими характеристиками источника (точечный, протяженный и т.д.).

Рассмотрим характеристики источников ИИ, необходимые для расчета мощности дозы, которую создают эти источники.

Одним из основных является понятие *активности* $A(t)$ радионуклида. Единицей активности в системе СИ является беккерель (Бк). 1Бк = 1распад/сек. Введенная ранее, на основании работы [4] внесистемная единица активности — Кюри (Ки) используется часто и в настоящее время.

Кюри — активность 1 г чистого радия (^{226}Ra). Условно считается что 1 Ки точно равняется $3,7 \cdot 10^{10}$ самопроизвольным ядерным превращениям в радиоактивном источнике за 1 секунду.

Таким образом, $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$ (точно).

Отношение активности радионуклида в радиоактивном источнике (образце) к массе, объему (для объемных источников), площади поверхности (для поверхностных источников) или длине (для линейных источников) источника (образца) называется удельной $A_m(t)$, объемной $A_V(t)$, поверхностной $A_S(t)$ или линейной $A_L(t)$ активностью радионуклида соответственно.

Выбор единиц этих величин определяется конкретной задачей. Например, допустимую концентрацию (объемную активность) радионуклида в воде удобнее выражать в Бк/л, а в воздухе — Бк/м³, так как суточное потребление человеком воды определяется обычно в литрах, а воздуха — в кубических метрах.

Распад ядер сопровождается испусканием частиц и (или) фотонов, при этом число ядерных превращений далеко не всегда совпадает с числом испускаемых частиц и, еще реже — с числом испускаемых фотонов. Связать активность радионуклида с числом испускаемых корпускулярных частиц или фотонов можно, зная схему распада нуклида.

Пример. У нуклида ${}_{30}\text{Zn}^{65}$ β^+ -частицы испускаются лишь в 1,4% случаев распада, а фотоны — в 50,6% случаев распада. Следовательно, этот радионуклид активностью 1 ГБк будет испускать $1,4 \cdot 10^7$ β^+ -частиц и $5,06 \cdot 10^8$ фотонов в 1 с.

С течением времени активность изменяется согласно закону радиоактивного распада:

$$A(t) = A_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \quad (3.1)$$

где: A_0 — активность источника в начальный момент времени (паспортная активность),

$\lambda = \ln 2 / T_{1/2}$ — постоянная радиоактивного распада,

$T_{1/2}$ — период полураспада,

t — время прошедшее с момента измерения A_0 .

Между активностью (Бк) и массой радиоактивных веществ (г) существует определенная связь.

Если во взятом количестве радиоактивного вещества будет происходить в каждую секунду $3,7 \cdot 10^{10}$ распадов, то общее число атомов N , дающее эту активность, будет равно активности вещества ($3,7 \cdot 10^{10}$ Бк), деленной на постоянную распада λ , с^{-1} , т.е. $N=A(t)/\lambda$:

$$N = 3,7 \cdot 10^{10} / \lambda = 3,7 \cdot 10^{10} T_{1/2} / \ln 2. \quad (3.2)$$

Общее количество радиоактивного вещества в граммах m , обладающего активностью $A(t) = 1$ Бк, равно

$$m = \frac{N}{3,7 \cdot 10^{10}} \frac{M}{N_A}, \quad (3.3)$$

где M – молярная масса данного радионуклида, г / моль; $N_A = 6,02 \cdot 10^{23}$ моль $^{-1}$ — число Авогадро; M/N_A — масса одного атома. Подставляя в (3.2) соответствующие данные и взяв $\ln 2 = 0,693$, а затем подставляя найденное N в (3.3) получаем массу вещества в граммах активностью 1 Бк (г/Бк):

$$m = \frac{T_{1/2}}{0,693} \frac{M}{6,02 \cdot 10^{23}} = 0,24 \cdot 10^{-23} MT_{1/2}. \quad (3.4)$$

Соответственно активность $A(t)$ 1г любого радионуклида в единицах Бк (Бк/г) равна

$$A(t) = \frac{1}{0,24 \cdot 10^{-23} MT_{1/2}} = \frac{4,17 \cdot 10^{23}}{MT_{1/2}}. \quad (3.5)$$

Как было отмечено выше, на один акт распада образуется в среднем не равное единице число гамма-квантов, причем эти кванты имеют разную энергию. Очевидно, что источники с одинаковой активностью радионуклида, но с различным спектральным составом гамма-излучения создадут при прочих равных условиях различную мощность дозы. Учет этой особенности гамма-излучающих нуклидов при расчетах дозовых величин осуществляется введением для этих нуклидов такой характеристики как гамма-постоянная.

Гамма-постоянной радионуклида называется мощность поглощенной дозы в воздухе, создаваемая гамма-излучением точечного изотропного радионуклидного источника активностью $A(t)=1$ Бк на расстоянии $r=1$ м от него без начальной фильтрации излучения.

Эту величину обозначают $\Gamma_{СИ}$ и измеряют в единицах аГр·м² / (с·Бк). Она выражается следующей формулой [2]:

$$\Gamma_{СИ} = \frac{\sum_{i=1}^m E_{\gamma_i} n_i (\mu_{en_i})_m \cdot 1,6 \cdot 10^{-13} \cdot 10^{18}}{4 \pi} = \quad , \quad (3.6)$$

$$= 12750 \sum_{i=1}^m E_{\gamma_i} n_i (\mu_{en_i})_m = \sum_{i=1}^m \Gamma_{СИ.i}^* n_i = \sum_{i=1}^m \Gamma_{СИ.i}$$

где $1,6 \cdot 10^{-13}$ — коэффициент перевода 1 МэВ в джоули, Дж/МэВ; E_{γ_i} — энергия (МэВ) i -того перехода, n_i — выход фотонов (фотон/расп) i -того перехода и $(\mu_{en_i})_m$ — массовый коэффициент поглощения энергии i -того перехода (м²/кг); $\Gamma_{СИ.i}^*$ — нормализованная дифференциальная гамма-постоянная; $\Gamma_{СИ.i}$ — дифференциальная гамма-постоянная; 10^{18} — коэффициент пересчета 1Гр в аттогреи.

Дифференциальная гамма-постоянная $\Gamma_{СИ.i}$ характеризует вклад i -ой моноэнергетической линии спектра гамма-излучения изотопа. Нормализованная дифференциальная гамма-постоянная $\Gamma_{СИ.i}^* = \Gamma_{СИ.i} / n_i$. Полная гамма-постоянная $\Gamma_{СИ}$ равна сумме дифференциальных гамма-постоянных.

Если известна активность A (Бк) точечного изотропного радионуклидного источника, то мощность поглощенной дозы в воздухе \dot{D} (аГр/с) на расстоянии r (м) от него можно рассчитать по формуле

$$\dot{D} = A \cdot \Gamma_{СИ} / r^2 . \quad (3.7)$$

Кроме сформулированного выше понятия гамма-постоянной, связанного с поглощенной дозой и введенного

относительно недавно в связи с отказом от использования экспозиционной дозы, до настоящего времени еще продолжают использовать гамма-постоянную Γ , выраженную через экспозиционную дозу и имеющую размерность $\text{аКл}\cdot\text{м}^2/(\text{кг}\cdot\text{с}\cdot\text{Бк})$ (во внесистемных единицах $\text{Р}\cdot\text{см}^2/(\text{ч}\cdot\text{мКи})$). Далее используется именно такое понятие гамма-постоянной.

Ионизационное действие гамма-излучения любых радиоактивных препаратов оценивают сравнением с радиевым эталонным источником при одинаковых условиях измерения. Так появилась величина, называемая *гамма-эквивалентом* (радиевый гамма-эквивалент), которая измеряется в миллиграмм-эквивалентах радия (мг-экв Ra) или грамм-эквивалентах радия (г-экв Ra). Гамма-эквивалент — нестандартизованная, но широко используемая на практике величина.

Экспериментально установлено, что точечный источник Ra активностью 1 мКи, находящийся в равновесии со всеми продуктами распада, с фильтром из платины толщиной 0,5 мм создает на расстоянии 1 см мощность экспозиционной дозы, равную 8,4 Р/ч. (Более точное измерение значения Γ_{Ra} государственного эталона показало, что оно равно 8,25 Р/ч). Значение гамма-постоянной Ra $\Gamma_{Ra}=8,4 \text{ Р}\cdot\text{см}^2/(\text{ч}\cdot\text{мКи})$ принимается за эталон для сравнения мощности дозы от источников гамма-излучения, имеющих различные гамма-постоянные.

Если источник гамма-излучения активностью $A = 1\text{ мКи}$ (при отсутствии фильтрации) создает мощность экспозиционной дозы, равную 8,4 Р/ч [т.е. $\Gamma=8,4 \text{ Р}\cdot\text{см}^2/(\text{ч}\cdot\text{мКи})$], на расстоянии 1 см от точечного источника, гамма-эквивалент M будет равен 1 мг-экв Ra, т.е.

$$M = \Gamma A / 8,4. \quad (3.8)$$

Пример. Определить гамма-постоянную ^{60}Co и его активность, которая была бы эквивалентна по создаваемой мощности экспозиционной дозы 1 мКи Ra.

Решение: При распаде ядра ^{60}Co испускаются два фотона с энергией $E_1 = 1,17$ МэВ и $E_2 = 1,33$ МэВ. Для фотонов с энергией 1,17 МэВ гамма-постоянная будет равна $\Gamma_1 = 6,2$ Р·см²/(ч·мКи), а для фотонов с энергией 1,33 МэВ $\Gamma_2 = 6,7$ Р·см²/(ч·мКи). Суммарная $\Gamma = \Gamma_1 + \Gamma_2 = 6,2 + 6,7 = 12,9$ Р·см²/(ч·мКи).

Из сравнения гамма-постоянных ^{60}Co и ^{226}Ra устанавливаем, что

$$\Gamma_{\text{Co}}/\Gamma_{\text{Ra}} = 12,9/8,4 = 1,54,$$

т.е. 1 мКи ^{60}Co создает мощность экспозиционной дозы излучения, в 1,54 раза большую, чем 1 мКи (или 1 мг) Ra. Следовательно, 1 мКи ^{60}Co по создаваемой мощности экспозиционной дозы излучения является эквивалентным 1,54 мКи Ra, или фотоны, испускаемые ^{60}Co активностью 0,65 мКи, создают такую же мощность экспозиционной дозы, как и фотоны 1 мКи Ra. Таким образом, гамма-эквивалент активности 0,65 мКи ^{60}Co равен 1 мг-экв Ra.

Связь между мощностью экспозиционной дозы излучения \dot{X} , мР/ч, и гамма-эквивалентом M , мг-экв Ra точечного источника, на расстоянии r , см, может быть выражена следующим образом:

$$\dot{X} = M \cdot 8,4 \cdot 10^3 / r^2. \quad (3.9)$$

Связь между активностью A , мКи, и мощностью экспозиционной дозы \dot{X} , мР/ч, может быть представлена формулой

$$\dot{X} = A \cdot \Gamma \cdot 10^3 / r^2. \quad (3.10).$$

4. ДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ЖИВОЙ ОРГАНИЗМ

4.1. Механизм действия излучения

При изучении действия ионизирующего излучения на организм были определены следующие особенности:

1. Высокая эффективность воздействия поглощенной энергии. Малые количества поглощенной энергии излучения могут вызвать глубокие биологические изменения в организме.
2. Наличие скрытого, или инкубационного, периода проявления действия ионизирующего излучения. Этот период часто называют периодом мнимого благополучия. Продолжительность его сокращается при облучении в больших дозах.
3. Действие от малых доз может суммироваться или накапливаться. Этот эффект называется кумуляцией.
4. Излучение воздействует не только на данный живой организм, но и на его потомство. Это так называемый генетический эффект.
5. Различные органы живого организма имеют свою чувствительность к облучению. При ежедневном воздействии дозы 0,002-0,005 Гр уже наступают изменения в крови.
6. Не каждый организм в целом одинаково реагирует на облучение.
7. Действие ионизирующих излучений на организм зависит от частоты облучения. Одноразовое облучение в большой дозе вызывает более серьезные последствия, чем многократное облучение с малой дозой.
8. Степень поражения организма зависит от размера облучаемой поверхности.

Действие ионизирующего излучения на биологические объекты условно можно подразделить на: 1) первичные физико-химические процессы, возникающие в молекулах живых клеток и окружающего их субстрата; 2) нарушения функций целого организма как следствие первичных процессов.

В результате облучения живой ткани, как и в любой среде, поглощается энергия и возникают возбуждение и ионизация атомов облучаемого вещества. Поскольку у человека (и млекопитающих) основную часть массы тела составляет вода (около 75%), первичные процессы во многом определяются поглощением излучения водой клеток, ионизацией молекул воды с образованием высокоактивных в химическом отношении свободных радикалов типа OH и H и последующими цепными каталитическими реакциями (в основном окислении этими радикалами молекул белка). Это есть косвенное (непрямое) действие излучения через продукты радиолиза воды. Прямое действие ионизирующего излучения может вызвать расщепление молекул белка, разрыв наименее прочных связей, отрыв радикалов и другие изменения.

Необходимо заметить, что прямая ионизация и непосредственная передача энергии тканям тела не объясняют повреждающего действия излучения. Так, при абсолютно смертельной дозе, равной для человека 6 Гр на все тело, в 1 см^3 ткани образуется 10^{15} ионов, что составляет одну ионизованную молекулу воды из 10 млн. молекул.

В дальнейшем под действием первичных процессов в клетках возникают функциональные изменения, подчиняющиеся уже биологическим законам жизни и гибели клеток.

Наиболее важные изменения в клетках: а) повреждение механизма митоза (деления) и хромосомного аппарата облученной клетки; б) блокирование процессов обновления и

дифференцировки клеток; в) блокирование процессов пролиферации и последующей физиологической регенерации тканей.

Наиболее радиочувствительными являются клетки постоянно обновляющихся (дифференцирующихся) тканей некоторых органов (костный мозг, половые железы и т.п.). Причем стволовые клетки претерпевающие множество делений, наиболее радиочувствительны. Изменения на клеточном уровне, гибель клеток приводят к таким нарушениям в тканях, в функциях отдельных органов и в межорганных взаимосвязанных процессах организма, которые вызывают различные деструктивные последствия для организма или его гибель.

4.3. Возможные последствия облучения людей

Классификация возможных последствий облучения людей показана на рис.4.1. Как видно из представленной схемы, различают соматические, соматико-стохастические и генетические последствия облучения.

Соматические эффекты — это последствия воздействия облучения на самого облученного, проявляющиеся в виде острой и хронической формы лучевой болезни, а также локальных лучевых повреждений: лучевые ожоги кожи, отдельных органов и т.п. При этом тяжесть заболевания и сам факт его появления являются функцией дозы облучения. Течение лучевой болезни различной степени тяжести может проходить в скрытой или в явно выраженной форме, в зависимости от суммарной дозы и ритма облучения. В выраженной форме четко различают период первичной реакции, скрытый (латентный) период формирования болезни, восстановительный период и период отдаленных последствий

и исходов заболевания. Время проявления первичной реакции зависит от дозы облучения. В большинстве случаев лучевая болезнь возникает при дозе более 1 Гр. Латентный период — кажущееся клиническое благополучие — колеблется у человека от 14 до 32 суток в зависимости от тяжести поражения. При дозе существенно большей 10 Гр после первичной реакции почти сразу наступает последняя фаза болезни.



Рис.4.1. Классификация возможных последствий облучения людей.

При дозе более 3 Гр эпилепсия (облысение) проявляется на 12-17 сутки. В период кажущегося благополучия, как правило, уменьшается общая слабость, исчезает сонливость,

улучшается аппетит, самочувствие становится вполне удовлетворительным. Однако эти улучшения находятся в явном противоречии с состоянием кроветворных органов (снижается число лейкоцитов и тромбоцитов в крови, опустошается костный мозг), кожи, желудочно-кишечного тракта и гонад (половых желез).

В диапазоне 1 - 10 Гр переход к периоду выраженных клинических проявлений особенно четок. Самочувствие резко ухудшается. В зависимости от дозы поднимается температура до 39-40° С, на коже, языке и небе появляются высыпания или кровоизлияния. Защитные силы организма ослаблены, и угрозой для жизни является возникновение инфекционных осложнений, а также кровоизлияний в жизненно важные органы.

Период восстановления длится 4-8 недель. К концу третьего месяца самочувствие становится вполне удовлетворительным. Рост волос в местах эпиляции начинается на 3-4 месяце. Возможные отдаленные последствия — развитие катаракты, увеличение риска заболевания лейкозом, эндокринные нарушения.

Хроническая лучевая болезнь формируется постепенно при длительном облучении дозами, превышающими предельно допустимые дозы для профессионального облучения. Период формирования болезни совпадает со временем накопления дозы облучения. После снижения облучения до допустимого уровня или полного прекращения наступает период восстановления, а затем следует длительный период последствий хронической болезни.

Различают три степени хронической лучевой болезни.

I степень (легкая) характеризуется нервнорегуляторными нарушениями сердечно-сосудистой системы и нестойкой умеренной лейкоемией.

При II степени (средняя) наблюдается углубление нервнорегуляторных нарушений с появлением функциональной недостаточности пищеварительных желез, сердечно-сосудистой и нервной системы; нарушение некоторых обменных процессов; уменьшается количество лейкоцитов и тромбоцитов.

При III степени (тяжелая) появляется резкое уменьшение лейкоцитов и тромбоцитов, возникают атрофические процессы в слизистой желудочно-кишечного тракта.

Соматико-стохастические эффекты выявляются при незначительных изменениях в клетках и тканях, которые обуславливают отдаленные последствия (лейкопения, различные формы рака, сокращение продолжительности жизни). Соматико-стохастические эффекты имеют вероятностный характер и могут обнаруживаться за длительный период наблюдения больших контингентов облучаемых людей (сотен тысяч и миллионов). Для оценки вероятности возникновения соматико-стохастических эффектов облучения используют статистические данные числа случаев заболевания лейкемией и всеми видами рака у японцев, перенесших атомную бомбардировку, а также у лиц, прошедших лучевую терапию.

Пока нельзя однозначно утверждать, существуют ли дозы, при которых соматико-стохастические эффекты не возникают, т.е. существует ли “порог” действия излучения. Поэтому принято, что линейную зависимость доза-эффект можно переносить на область малых доз и хроническое облучение малыми дозами.

Генетические эффекты — действие облучения на половые клетки при таком уровне дозы, которая не опасна данному человеку, но эти эффекты могут проявиться в последующих поколениях.

Облучение (как химические и другие воздействия) может вызвать вредные изменения (мутации) в отдельных генах, в структуре хромосом или изменять нормальное число хромосом (в ядро клетки человека входит 23 пары хромосом, которые содержат 103 генов).

5. НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Главной целью радиационной безопасности является охрана здоровья людей от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности без необоснованных ограничений полезной деятельности при использовании излучения в различных областях хозяйства, в науке и медицине.

Нормы радиационной безопасности НРБ-99 относятся только к проблеме защиты человека от воздействия ионизирующего излучения.

В Нормах учтено, что ионизирующее излучение является одним из множества источников риска для здоровья человека, и что риски, связанные с воздействием излучения, не должны соотноситься только с выгодами от его использования, но их следует сопоставлять и с рисками нерадиационного происхождения.

Ионизирующая радиация при воздействии на организм человека может вызвать два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, лучевая катаракта, лучевое бесплодие, аномалии в развитии плода и др.) и стохастические (вероятностные) беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы, наследственные болезни).

Устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

- персонал (группа А и Б);
- все население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

- основные пределы доз, приведенные в таблице 5.1;
- допустимые уровни монофакторного (для одного радионуклида или одного вида внешнего излучения, пути поступления) воздействия, являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОВА) и удельные активности (ДУА) и т.д.;
- контрольные уровни (дозы, уровни, активности, плотности потоков и др.). Контрольные уровни устанавливаются администрацией учреждения по согласованию с органами Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. Их численные значения должны учитывать достигнутый в учреждении уровень радиационной безопасности и обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого.

Основные пределы доз облучения лиц из персонала и населения не включают в себя дозы от природных, медицинских источников ионизирующего излучения и дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих обучение с использованием источников ионизирующего излучения, годовые накопленные дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

Облучение населения техногенными источниками при их нормальной эксплуатации ограничивается путем обеспечения сохранности источников ионизирующего излучения, контроля технологических процессов и ограничения выброса (сброса) радионуклидов в окружающую среду, другими мероприятиями на стадии проектирования, эксплуатации и прекращения использования источников ионизирующего излучения.

Таблица 5.1.

Основные пределы доз

Нормируемые величины	Дозовые пределы	
	лица из персонала* (группа А)	населения
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год: в хрусталике**, коже***, кистях и стопах	150 мЗв 500 мЗв 500 мЗв	15 мЗв 50 мЗв 50 мЗв

* Дозы, как и все остальные допустимые производные уровни персонала группы Б, не должны превышать 1/4 значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории персонал приводятся только для группы А.

** Относится к дозе на глубине 300 мг/см².

*** Относится к среднему значению в слое толщиной 5 мг/см² под покровным слоем толщиной 5 мг/см². На ладонях толщина покровного слоя - 40 мг/см².

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений $A_{Rn экв} + 4,6 \cdot A_{Tn экв}$ не превышала 100 Бк/м³, а

мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч.

Удельная эффективная активность ($A_{эфф}$) естественных радионуклидов в строительных материалах, добываемых на их месторождениях (щебень, гравий, песок, бутовый и пиленный камень, цементное и кирпичное сырье и пр.) или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.), не должна превышать:

- для материалов, используемых во вновь строящихся жилых и общественных зданиях (I класс):

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,3A_{Th} + 0,09A_K \leq 370 \text{ Бк/кг}, \quad (5.1)$$

где A_{Ra} и A_{Th} — удельные активности Ra-226 и Th-232, находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого семейств, A_K — удельная активность K-40 (Бк/кг);

- для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс):

$$A_{эфф} \leq 740 \text{ Бк/кг}; \quad (5.2)$$

- для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс):

$$A_{эфф} \leq 1,5 \text{ кБк/кг}; \quad (5.3)$$

При $1,5 \text{ кБк/кг} < A_{эфф} \leq 4,0 \text{ кБк/кг}$ (IV класс) вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно по согласованию с федеральным органом Госсанэпиднадзора.

При $A_{эфф} > 4,0 \text{ кБк/кг}$ материалы не используются в строительстве.

При содержании природных и искусственных радионуклидов в питьевой воде, создающих эффективную дозу меньше 0,1 мЗв за год, не требуется проведение мероприятий по снижению ее радиоактивности.

Предварительная оценка допустимости использования воды для питьевых целей может быть дана по удельной суммарной альфа и бета активности, которая не должна превышать 0,1 и 1,0 Бк/кг, соответственно.

При возможном присутствии в воде ^3H , ^{14}C , ^{131}I , ^{210}Pb , ^{228}Ra и ^{232}Th определение удельной активности этих радионуклидов в воде является обязательным.

Принципы контроля и ограничения радиационных воздействий в медицине основаны на получении необходимой и полезной для больного диагностической информации или терапевтического эффекта при минимально возможных уровнях облучения. При этом не устанавливаются пределы доз, но используются принципы обоснования назначения радиологических медицинских процедур и оптимизации мер защиты пациентов.

Радиационный контроль является важнейшей частью обеспечения радиационной безопасности, начиная со стадии проектирования радиационно-опасных объектов. Он имеет целью определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая не превышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней при нормальной работе, получение необходимой информации для оптимизации защиты и принятия решений о вмешательстве в случае радиационных аварий, загрязнения местности и зданий радионуклидами, а также на территориях и в зданиях с повышенным уровнем природного облучения. Радиационный контроль осуществляется за всеми источниками ионизирующего

излучения кроме тех, которые разрешены НРБ для использования без радиационного контроля (источники создающие при любых условиях обращения с ними индивидуальную годовую дозу не более 10 мкЗв; индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике не более 15 мЗв; коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо снижение коллективной дозы нецелесообразно исходя из оценки по принципу оптимизации, а также космическое излучение и внутреннее облучение за счет природного калия).

Радиационному контролю подлежат:

- радиационные характеристики источников, выбросов в атмосферу, жидких и твердых отходов;
- радиационные факторы, создаваемые технологическим процессом на рабочих местах и в окружающей среде;
- радиационные факторы на загрязненных территориях и в зданиях с повышенным радиационным фоном;
- уровни облучения персонала и населения;
- источники медицинского облучения;
- природные источники.

Таблица 5.2.

Допустимые уровни общего радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты, част/(мин·см²).

Объект загрязнения	Альфа-активные нуклиды*		Бета-активные нуклиды
	отдельные**	прочие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200***
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхность помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхность помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах.	50	200	10000

*Примечания: *Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных альфа-активными радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение; для остальных поверхностей суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение;*

*** К отдельным относятся альфа-активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений ДОА < 0,3 Бк/м³;*

**** Установлены следующие значения допустимых уровней загрязнения кожи, спецбелье и внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для отдельных радионуклидов:*

*- для Sr-90+Y-90 – 40 част/(см²*мин)*

ЛИТЕРАТУРА

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. СП 2.6.1.758-99. Минздрав России, 1999.
2. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. — М.: Энергоатомиздат, 1995, 495с.
3. 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, 1990 (с изменениями)
4. В.В. Boltwood and E. Rutherford, *Production of helium by radium*, *Phil.Mag.*, vol. **22**, pp. 586-604 (1911).
5. Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений. Т.1. Физические основы защиты. — М.: Энергоатомиздат, 1989.