

Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова

Научно-исследовательский институт ядерной физики имени

Д.В. Скобельцына

Лаборатория специального практикума.

Кафедра физики атомного ядра и квантовой теории столкновений.

Иванов В.А.

ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ: ДОЗИМЕТРИЯ И ЗАЩИТА

Методическое пособие
для студентов ОЯФ

Москва, 2001 г.

УДК 539.1

В.А.Иванов, Ионизирующие излучения: дозиметрия и защита. Учебное пособие. – М.: 2001. – 18 с.

Пособие содержит основные сведения по дозиметрии и защите от ядерных ионизирующих излучений. Кратко рассмотрено действие излучений на человека. Приведены допустимые дозы и единицы измерения различных дозиметрических величин.

Для студентов, работающих в лабораториях, в которых используются источники ионизирующих излучений.

© Московский государственный университет, 2001 г.

Рассмотрим основные правила работы в лаборатории, где имеются источники ионизирующих излучений (ИИИ). При этом мы ограничимся только такими ИИИ, как радиоактивные изотопы, ускорители и ядерные реакторы.

1. Дозиметрия

Все ИИИ можно разделить на две категории: *внешние и внутренние*. Внешние ИИИ – это источники, находящиеся вне человека, а внутренние – те, что находятся внутри организма человека.

Эффективно воздействует только то излучение, которое поглощается веществом. При исследовании изменений, вызванных в веществе излучением, важно выявить количественную зависимость между величиной такого изменения и поглощенным излучением. Для этого, в первую очередь, необходимо установить единицу дозы облучения. Дозу определяют через энергию поглощенного излучения. Поскольку поглощенная энергия расходуется, прежде всего, на ионизацию вещества (ионизация тем сильнее, чем больше поглощенная энергия), единицу дозы стали определять на основе ионизации. Единица дозы облучения получила название *рентген (Р)*. Эта единица соответствует излучению, поглощаемому в 1 мл сухого воздуха при давлении 760 мм рт. столба при температуре ноль градусов Цельсия. В воздухе с такой плотностью поглощение дозы 1Р вызывает ионизацию, при которой создается $2,083 \cdot 10^9$ пар ионов. Для большей наглядности поясним: 1Р – это такая доза рентгеновского или гамма-излучения, при которой в 1 г воздуха поглощается 87,7 эрг энергии, а в 1 мл мягких тканей человека 96 эрг.

Если на расстоянии 1 м от 1 г радия поместить 1 г воды или 1 г мягкой ткани человека, то за 1 час тот и другой образец получит дозу около 1 Р. При рентгеновском просвечивании (рентгеноскопии)

облучаемая часть тела получает дозу $0,15 \text{ Р}$, а при лечении рентгеновскими лучами (рентгенотерапия) тело человека получает дозу от 1 до 10 Р .

Рентген слишком большая единица, поэтому на практике часто употребляются ее доли: тысячная (миллирентген) мР или миллионная (микрорентген) мкР .

Единицу измерения рентген, как и некоторые другие, в настоящее время употреблять не рекомендуется, поскольку теперь приняты новые единицы Международной системы СИ. Однако старые единицы измерения прочно вошли в сознание специалистов и всего населения.

Экспозиционная доза используется для измерения рентгеновского и гамма излучения. Единицей экспозиционной дозы в системе СИ служит Кулон/килограмм (Кл/кг). Она характеризует дозу облучения, при которой среднее число зарядов ионов одного знака, образующихся в элементе объема воздуха массой 1 кг при указанных выше нормальных условиях, составляет 1 Кл . Старая и новая единица связаны следующим соотношением: $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$

Единицей *поглощенной дозы* в системе СИ служит, грей (Гр). 1 Гр — это доза, соответствующая поглощению телом массой 1 Кг энергии ионизирующего излучения 1 Джоуль , то есть $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$

Старая, но по-прежнему достаточно широко используемая единица поглощенной дозы, называется *рад* (сокращение от английского *radiation absorbed dose* — поглощенная доза излучения). Согласно определению, 1 рад — это величина поглощенной дозы любого ионизирующего излучения, соответствующая поглощению 1 г вещества энергии 100 эрг , то есть $1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ эрг/г}$. Соотношение между новой и старой единицами поглощенной дозы: $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$.

Если подходить к вопросу упрощенно, то между единицами рентген и рад можно поставить знак равенства. На практике эти единицы часто заменяют друг друга.

Исследования биологического воздействия радиоактивных излучений показали, что знания абсолютного количества поглощаемой веществе энергии недостаточно для того, чтобы объяснить наблюдаемые биологические изменения. Оказалось, что значительную роль играет и плотность ионизации, то есть количество ионов, создаваемое излучением в единице объема вещества. При одинаковом количестве поглощенной энергии биологическое действие излучения тем больше, чем выше плотность создаваемой им ионизации. Так, альфа-излучение, которое создает ионизацию высокой плотности, биологически в 10 раз активнее, чем гамма-излучение. То же самое можно сказать о протонном и нейтронном излучениях; только бета-излучение (электронное и позитронное) имеет такую же биологическую активность, как и гамма-излучение. Поэтому для измерения радиоактивных излучений ввели коэффициент, названный *относительной биологической эффективностью (ОБЭ)* данного вида излучения. За единицу ОБЭ принято считать радиационное воздействие рентгеновского излучения с энергией $E_{\gamma} = 200 \text{ кэВ}$.

Эквивалентная доза (Н) — поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий коэффициент для данного вида излучения, W :

$$H = W \cdot D,$$

где D — средняя поглощенная доза в органе или ткани, а W — *взвешивающий коэффициент для излучения (ОБЭ)* Эта величина в системе СИ измеряется в Зивертах (Зв), старая единица измерения — бэр.

Таблица 1. Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W), учитывающие относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов.

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

Иногда важна – *эффективная доза*. Это величина, которая используется как мера риска отдаленных последствий при облучении всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты.

2. Особенности внутреннего облучения организма

Внутреннее облучение имеет свои особенности. Повышенная опасность радионуклидов, попавших внутрь организма, обусловлена несколькими причинами. Одна из них – способность некоторых нуклидов избирательно накапливаться в отдельных органах тела, называемых критическими (например, около 20% йода откладывается в щитовидной железе, которая по массе составляет около 0,3% массы тела, то есть для нее доза облучения более чем в 600 раз превышает дозу для всего тела). Другая причина – возрастание времени облуче-

ния до момента выведения нуклида из органа или радиоактивного распада нуклида. Скорость биологического выведения (по экспоненциальному закону) характеризуется постоянной $\lambda_{\text{био}}$, а эффективная скорость $\lambda_{\text{эф}} = \lambda_{\text{био}} + \lambda_{\text{р}}$, где $\lambda_{\text{р}}$ – постоянная радиоактивного распада. Тогда эффективный период полу – выведения равен: $T_{\text{эф}} = 0,69 / \lambda_{\text{эф}} = T_{\text{био}} \cdot T_{\text{р}} / (T_{\text{био}} + T_{\text{р}})$.

Третья причина повышенной опасности – увеличение роли α - и β -излучения при внутреннем облучении, которые менее опасны при внешнем облучении ввиду их низкой проникающей способности.

Имеются три пути проникновения радиоактивных веществ в организм: через органы дыхания, через желудочно-кишечный тракт (ЖКТ) и через кожу или повреждения кожи.

Наиболее опасен первый путь, поскольку человек вдыхает около 20 м^3 воздуха за сутки. Проникновение радиоактивных веществ через поврежденную кожу в 200-300 раз меньше, чем через ЖКТ. Только окись трития и изотопы йода, а также нитрат уранила легко проникают через кожу и всасываются в кровь.

Биологические периоды полувыведения различаются от десятков суток (H^3 - 14 сут., C^{14} - 10 сут., Co^{60} - 9,5 сут., Cs^{137} - 70 сут. и т.д.) до бесконечности (полное усвоение Sr^{90} , Pu^{239})

3. Естественный радиационный фон.

Человечество живет под воздействием различных природных ионизирующих излучений. Это уран и продукты его распада, которые содержатся в большинстве окружающих нас минералов; заметной радиоактивностью обладает природный калий. Заметный вклад дает космическое излучение.

Общая доза радиации, получаемая человеком за год от естественного радиационного фона, составляет около 100 мбэр. В таблице ниже приведены составляющие суммарной дозы.

Таблица 2. Доза радиации, получаемая человеком от природных источников

Источники радиации	Гонадная годовая доза ¹⁾ , мбэр
<i>Внешние</i>	
Космическое излучение	28
Гамма-излучение горных пород	47
Излучение из атмосферы	2
<i>Внутренние</i>	
Радон и продукты его распада	2
Углерод-14 (C^{14})	1,6
Калий-40 (K^{40})	19
<i>Всего</i>	<i>99,6</i>

¹⁾ Гонадная доза – доза радиации от природных источников, поглощенная в органах размножения.

4. Биологическое действие ионизирующих излучений

В результате облучения в живой ткани, как и любой среде, поглощается энергия и происходит возбуждение и ионизация атомов облучаемого вещества. Поскольку основную часть массы тела составляет вода (около 75%), то первичные процессы определяются поглощением энергии водой клеток, ионизацией молекул воды. При этом образуются свободные радикалы типа ОН или Н с последующими цепными каталитическими реакциями (в основном окислением этими радикалами молекул белка). В дальнейшем под действием вторичных процессов в клетках возникают функциональные изменения, подчиняющиеся уже биологическим закономерностям жизни клеток.

Наиболее радиочувствительными являются клетки постоянно обновляющихся тканей и органов (костный мозг, селезенка, половые железы и т.п.).

Различают: соматические, соматическо-стохастические и генетические последствия облучения.

Соматические эффекты – это последствия воздействия облучения на самого облученного; они проявляются в виде острой и хронической формы лучевой болезни, лучевых ожогов кожи и отдельных органов.

В большинстве случаев лучевая болезнь возникает при дозе более 200 рад. Латентный период – кажущееся клиническое благополучие колеблется у человека от 14 до 32 суток в зависимости от тяжести поражения. При дозе существенно большей 1000 рад после первичной реакции почти сразу наступает последняя фаза болезни. При дозе менее 100 рад клинические симптомы острой лучевой болезни не развиваются. *Хроническая лучевая болезнь* развивается постепенно при длительном облучении дозами, превышающими предельно допустимые нормы. После снижения облучения до допустимого уровня или полного прекращения облучения наступает длительный период последствий хронической болезни.

Соматическо-стохастические эффекты выявляются при незначительных изменениях в клетках и тканях. Эти эффекты имеют вероятностный характер и могут обнаруживаться за длительный период наблюдения больших контингентов облучаемых людей. Изучение случаев заболевания лейкемией и другими видами рака у японцев, перенесших атомную бомбардировку, а также у лиц, прошедших лучевую терапию, свидетельствуют о линейной зависимости доза – эффект в диапазоне 100 рад и более.

Генетические эффекты – воздействие облучения на половые клетки при таком уровне дозы, который не опасен данному человеку, но это воздействие может проявиться в последующих поколениях.

ях. Облучение может вызвать вредные изменения в отдельных генах (мутации).

Расчетно-теоретическая доза, соответствующая удвоению частоты мутаций у человека, лежит в диапазоне 10÷100 рад. Обычно учитываются мутации, проявляющиеся в первых двух поколениях. Генетические эффекты не имеют порога, а вероятность их линейно растет с увеличением дозы.

5. Нормы и правила радиационной безопасности

В целях предупреждения соматических и сведения к минимуму генетических последствий необходимо ограничивать дозы внешнего и внутреннего облучения персонала, отдельных лиц и всего населения. Ограничения необходимо соблюдать при применении, хранении и транспортировке радиоактивных веществ, при эксплуатации ядерных реакторов, ускорителей заряженных частиц, рентгеновских аппаратов и других источников ионизирующих излучений. В нашей стране установлены **Нормы и правила радиационной безопасности (НРБ-99)**. Никакие ведомственные правила и инструкции не должны противоречить (НРБ).

Нормы радиационной безопасности НРБ-99 применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Нормы распространяются на работы:

- в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- в результате радиационной аварии;
- при облучении от природных источников излучения;
- при медицинском облучении.

Требования Норм и Правил не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

- индивидуальную эффективную годовую дозу не более 10 мЗв;
- индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике глаза не более 15 мЗв.

Требования Норм и правил не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на что практически невозможно влиять.

По допустимым основным дозовым пределам устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

- **категория А** – персонал, то есть лица которые постоянно или временно работают непосредственно с источниками ионизирующих излучений;

- **категория Б** – ограниченная часть населения то есть лица, которые не работают непосредственно с источниками излучения, но по условиям проживания или размещения рабочих мест могут подвергаться воздействию радиоактивных веществ и других источников излучения, применяемых в учреждениях и (или) удаляемых во внешнюю среду с отходами;

- все население, включая лиц из персонала вне сферы и условий их производственной деятельности.

Таблица 3. Основные пределы доз

Нормируемая величина	Пределы доз	
	Персонал (группа А)	Население
Эффективная доза	30 мЗв (3,0 бэр) в год	1 мЗв (0,1 бэр) в год
	в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв (5,0 бэр) в год	в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв (0,5 бэр) в год

Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни облучения лиц группы Б, равны 1/4 значений для группы А.

Исходя из допустимых годовых доз, легко рассчитать (особенно для внешнего облучения) допустимую *мощность дозы*, если время облучения задано. Эту величину можно сравнить с мощностью дозы естественного внешнего радиационного фона; в городе Москве она составляет 10-20 мкбэр/час (100-200 мбэр/год).

6. Защита от воздействия ионизирующих излучений.

Защита от внешнего и внутреннего облучения различна. Для защиты от *внутреннего* облучения возможны лишь гигиенические средства, ограничивающие попадание в организм человека радиоактивных веществ через органы дыхания, желудочно-кишечный тракт и через кожу. Для уменьшения воздействия *внешнего* облучения очевидны три пути уменьшения воздействия излучений:

- уменьшение времени нахождения в месте с повышенной мощностью дозы;
- увеличение расстояния от источника ионизирующего излучения;
- применение защитных экранов между источником излучения и персоналом.

Можно рассчитать и изготовить необходимые защитные экраны. В случае α - и β -излучений параметры экранов для полного поглощения могут быть найдены с помощью полумпирических формул. Так для α -частиц средний пробег в воздухе при нормальных условиях

$$R_{\alpha}(\text{см}) = 0,31E^{3/2}(\text{МэВ}), \quad 4 < E < 7 \text{ МэВ},$$

а в веществе с атомным номером A

$$R_{\alpha}(\text{мг}\cdot\text{см}^2) = 0,56R_{\alpha}(\text{см})A^{1/3}, \quad \text{где } R_{\alpha}(\text{см}) - \text{пробег } \alpha\text{-частицы в воздухе.}$$

Пример 1. Пробег α -частицы с энергией 5,5 МэВ в железе составляет 11 мкм.

Пример 2. Пробег α -частицы с энергией 9,0 МэВ в воздухе составляет 8,4 см.

Видно, что, если необходим защитный экран от α -частиц, то он очень тонок.

В случае необходимости защиты от β -излучений толщина экрана может быть найдена по эмпирическим формулам для экстраполированного пробега. Для алюминия можно применять соотношения:

$$R(\text{г}/\text{см}^2) = 0,407E^{1,38} \quad \text{при } 0,15 < E < 0,98 \text{ МэВ, или}$$

$$R(\text{г}/\text{см}^2) = 0,542E \quad -0,133 \quad \text{при } 0,8 < E < 1 \text{ МэВ,}$$

где E — энергия β -частиц в МэВ.

Эти формулы с хорошей точностью описывают пробег в любых веществах, если потери энергии β -частиц на тормозное излучение малы.

Пример. Электроны с энергией 0,36 МэВ имеют пробег в алюминии 100 мг/см², или в линейных единицах примерно 0,3 мм.

При прохождении квантов и нейтронов через вещество нет такого понятия как длина пробега. В этих случаях необходимо вычислять коэффициент ослабления потока квантов или нейтронов после прохождения через экран. Расчеты коэффициента ослабления в общем случае более сложны. Так, например, коэффициент ослабления зависит не только от вещества, из которого изготовлен экран, но и от геометрии (например, плоский экран или сферический). Тем не менее, имеются надежные методы расчета необходимого коэффициента ослабления.

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

Если необходимо рассчитать толщину защиты от рентгеновских лучей с энергией менее 200 кэВ, а защита изготовлена из вещества с достаточно большим Z , то задача решается достаточно просто, т.к. в этом случае справедлив экспоненциальный закон ослабления.

Пример. Найти толщину свинцового экрана для ослабления в 10 раз пучка рентгеновского излучения с энергией 200 кэВ.

$$J = J_0 \exp(-\mu x \sigma),$$

где J_0 – поток квантов, падающих на экран,

J – поток квантов, прошедших экран,

μ – число ядер в см^2 экрана,

x – толщина экрана в см,

σ – эффективное сечение захвата в барнах ($1 \text{ барн} = 10^{-24} \text{ см}^2$) = 300.

Для рассматриваемого примера

$$x = \frac{J_0 / J}{\mu \sigma} = \frac{\ln(10)}{300 \cdot 10^{-24} \cdot 113 \cdot 6 \cdot 10^{23} / 207} \approx 0,3 \text{ см}$$

В общем случае все более сложно, особенно для больших коэффициентов ослабления и областей энергий квантов, где важную роль играет рассеяние квантов и процессы образования пар. Тогда для проведения расчетов в ряде руководств даются различные номограммы и таблицы, позволяющие определить толщину защиты для рентгеновского и γ -излучения различного спектрального состава, обеспечивающих снижение уровня излучения до регламентируемых значений.

В качестве защитного материала от электромагнитного излучения можно использовать любое вещество. Однако при выборе защитного материала надо руководствоваться его конструктивными свойствами, а также требованиями к габаритам и массе. Часто важно использовать вещества, которые лучше ослабляют электромагнитное излучение, то есть вещества с высокой плотностью и большим атомным

номером Z (например, свинец). В этом случае толщина защиты меньше и соответственно, масса защитного экрана также меньше. При создании стационарной защиты наиболее экономично и удобно использовать бетон, в который добавлены вещества с большим значением Z для уменьшения толщины защитного слоя.

Расчет защиты от нейтронов производится сходным образом. Однако надо иметь в виду, что лучшими защитными материалами в этом случае являются вещества, содержащие ядра с малым атомным весом, эффективно замедляющие нейтроны. Для защиты от нейтронов обычно используют воду, полиэтилен и другие водородосодержащие вещества.

Очень часто при проектировании защиты от излучений приходится решать комплексную задачу, например, в случае ядерного реактора, который служит мощным источником как нейтронного, так и электромагнитного излучений.

9. Дозиметрическая аппаратура

Для измерения доз облучения используются различные методы регистрации ионизирующих излучений: ионизационный метод с использованием газовых или полупроводниковых детекторов, спциллиационный метод, люминесцентный метод, фотографический метод. Разработана различная аппаратура для обнаружения и измерения ионизирующих излучений. Приборы могут быть классифицированы по различным признакам.

Одним из основных признаков классификации является назначение прибора. С этой точки зрения приборы разделяются на дозиметры, радиометры и спектрометры. Приборы, которые служат для получения информации о поглощенной дозе или мощности дозы, называются *дозиметрами*. Приборы, предназначенные для получения информации об активности радионуклидов, а также о плотности по-

тока ионизирующих излучений, называются *радиометрами*. А те приборы, которые служат для получения информации о распределении ионизирующих излучений по какому-либо параметру, например по энергии частиц или γ -квантов, называются *спектрометрами*. В зависимости от вида измеряемого излучения они подразделяются на α -, β - и γ -спектрометры. Кроме того, существуют универсальные приборы, которые совмещают функции дозиметра, радиометра и спектрометра.

В зависимости от конструктивных особенностей и характера проведения контроля приборы разделяются на следующие:

- 1) носимые приборы для индивидуального дозиметрического контроля;
- 2) переносные приборы для группового дозиметрического или радиационного технологического контроля;
- 3) стационарные установки для непрерывного дистанционного дозиметрического и радиационного технологического контроля. Они называются также *системами радиационного контроля*.

8. Заключение

Работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений производятся с разрешения и под контролем органов Государственного Санитарного надзора, которым предоставляется вся необходимая документация по радиационной обстановке на предприятии или учреждении и на прилегающей территории.

9. Использованная литература

- 1) Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Минздрав России, 1999.
- 2) Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Москва, 2000.

3) Маргулис У.Я. Атомная энергия и радиационная безопасность. -2-е изд. переработанное и доп. М.: Энергоатомиздат 1988.

4) Ипханов Б.С., Капигонов И.М., Селиверстова Ж.М. Радиация М.: Изд-во Моск. Ун-та 1990.

10. Соотношения между дозиметрическими единицами

Таблица 4. Поглощенная доза (D)

Внесистемная единица	Наименование	Обозначение	Соотношения
Рад	Рад	рад	1 рад = 100 эрг/г = $1 \cdot 10^{-2}$ Гр
Единица СИ	Грей	Гр	1 Гр = $1 \cdot 10^4$ эрг/г = 100 рад

Таблица 5. Мощность поглощенной дозы (D')

Внесистемная единица	Наименование	Обозначение	Соотношения
Единица СИ	Рад в секунду	Рад/с	1 рад/с = $1 \cdot 10^{-2}$ Гр/с
Единица СИ	Грей в секунду	Гр/с	1 Гр/с = 100 рад/с

Таблица 6. Экспозиционная доза излучения (X)

Внесистемная единица	Наименование	Обозначение	Соотношения
Единица СИ	Рентген	Р	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг
Единица СИ	Кулон на килограмм	Кл/кг	1 Кл/кг = $3,88 \cdot 10^3$ Р

Таблица 7. Мощность экспозиционной дозы (X')

Внесистемная единица	Наименование	Обозначение
Рентген	Рентген в секунду	Р/с
Кулон на килограмм	Кулон на килограмм в секунду	Кл/(кг·с)
СИ		$1 \text{ Р/с} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл}/(\text{кг} \cdot \text{с})$ $1 \text{ Кл}/(\text{кг} \cdot \text{с}) = 3,88 \cdot 10^3 \text{ Р/с}$

Экспозиционная доза и мощность экспозиционной дозы используются для измерения рентгеновского и γ -излучения. В биологической ткани экспозиционной дозе в 1 Р соответствует поглощенная доза 0,96 рад. Поэтому с погрешностью 4% экспозиционную дозу в рентгенах и поглощенную дозу в ткани в радах можно считать совпадающими.

Таблица 8. Эквивалентная доза (H)

Внесистемная единица	Наименование	Обозначение
Бэр	Бэр	Бэр
Зиверт	Зиверт	Зв
СИ		$1 \text{ бэр} = 1 \text{ рад}/W = 10^{-2} \text{ Гр}/W = 10^{-2} \text{ Зв}$ $1 \text{ Зв} = 100 \text{ рад}/W = 100 \text{ бэр}$

Эквивалентная доза любого вида излучения определяется как поглощенная, умноженная на коэффициент W и является основной величиной, определяющей уровень радиационной опасности при хроническом облучении человека в малых дозах.

Таблица 9. Мощность эквивалентной дозы (H')

Внесистемная единица	Наименование	Обозначение
Бэр в секунду	Бэр в секунду	Бэр/с
Зиверт в секунду	Зиверт в секунду	Зв/с
СИ		$1 \text{ бэр}/\text{с} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Зв}/\text{с}$ $1 \text{ Зв}/\text{с} = 100 \text{ бэр}/\text{с}$

Содержание

1. Дозиметрия.....	3
2. Особенности внутреннего облучения организма.....	6
3. Естественный радиационный фон.....	7
4. Биологическое действие ионизирующих излучений.....	8
5. Нормы и правила радиационной безопасности.....	10
6. Защита от воздействия ионизирующих излучений.....	12
9. Дозиметрическая аппаратура.....	15
8. Заключение.....	16
9. Исползованная литература.....	16
10. Соотношения между дозиметрическими единицами.....	17