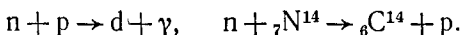


организм экстрактов из облученной ткани вызывало ряд проявлений лучевой болезни.

Действие одной и той же дозы облучения заметно зависит от того, за какой промежуток времени эта доза получена. Если облучение сильно (на недели, месяцы) растянуть по времени, то общее поражающее действие будет меньшим, чем при однократном облучении суммарной дозой. Это различие особенно сильно проявляется у высокоорганизованных видов, у которых имеется развитая система восстанавливающих и компенсирующих процессов. Однако восстановление почти всегда неполное, а для некоторых процессов, в частности для генетических повреждений, отсутствует вовсе. Поэтому хроническое облучение малыми дозами также является опасным.

В настоящее время разработаны эффективные методы лечения лучевой болезни, позволяющие иногда спасти жизнь даже при облучении смертельной дозой. При большой дозе основным методом лечения является переливание крови и пересадка костного мозга от здорового организма.

5. Поясним причины различия ОБЭ (см. табл. 13.1) для разных видов излучений. Гамма-излучение оказывает действие на живые ткани в основном через посредство комптон-электронов. Поэтому действие γ -лучей и электронов примерно одинаково. Тяжелые заряженные частицы, т. е. протоны и α -частицы, создают высокую плотность ионизации (из-за большой величины ионизационных потерь) и поэтому с большей вероятностью поражают двуударные объекты, преобладающие в высокоорганизованных организмах. В связи с этим тяжелые заряженные частицы на порядок более опасны, чем электроны. То же справедливо и для быстрых нейтронов, действующих на организм через посредство сильно ионизирующих ядер отдачи. Медленные нейтроны воздействуют на живые ткани в основном через γ -кванты с энергией 2,23 МэВ и протоны с энергией 0,6 МэВ, возникающие соответственно в реакциях



Это и приводит к тому, что ОБЭ для нейтронов имеет величину, промежуточную между его значениями для γ -квантов и тяжелых заряженных частиц.

§ 5. Дозиметрия и защита

1. В предшествующем параграфе мы видели, что ядерные излучения оказывают разрушающее действие на организм человека. Поэтому при работе с любыми источниками радиации (радиоактивные изотопы, ускорители, реакторы, космические корабли и т. д.) неизбежно встает вопрос о радиационной защите всех людей, могу-

щих попасть в зону действия излучения, начиная с лиц, непосредственно работающих с источниками радиации, до населения, живущего вблизи этих источников.

Для расчета любой защиты необходимо установить предельно допустимую дозу (ПДД), облучение которой безвредно для здоровья. При установлении предельно допустимой дозы надо исходить из того, что в естественных условиях облучение человека за счет космических лучей и радиоактивности веществ земной коры составляет примерно 0,1 бэр в год и достаточно безвредно. С другой стороны, доза 400—600 бэр смертельна.

Характерно, что принятая величина предельно допустимой дозы имеет тенденцию к снижению. В 1934 г. эта доза равнялась 0,2 Р в день. Затем она неоднократно снижалась. Принятая сейчас предельно допустимая доза от внешних источников облучения для лиц, непосредственно работающих с излучениями, составляет 5 бэр в год. При этом подчеркивается, что во всех случаях надо стремиться к максимально возможному снижению фактической дозы облучения, даже если эта доза не превышает предельно допустимой. Для возможного облучения населения установлена в тридцать раз меньшая предельно допустимая доза 5 бэр в 30 лет, близкая к естественному фону.

Помимо внешнего, возможно также внутреннее облучение организма, создаваемое радиоактивными веществами, попадающими в организм при дыхании, глотании или через раны. Некоторое количество радиоактивных материалов содержит само тело человека. Так, в теле имеется 140 г калия, который содержит примерно 0,01% радиоактивного изотопа ${}_{19}\text{K}^{40}$ с периодом полураспада 10^9 лет. Как нетрудно подсчитать, в человеке происходит около 4000 распадов радиокалия в секунду. При установлении предельно допустимых доз внутреннего облучения необходимо учитывать, в каких органах концентрируется радиоактивный изотоп и как долго этот изотоп удерживается в организме. Так, сверхтяжелый β -активный изотоп водорода — тритий — в процессе обмена веществ довольно быстро вымывается из организма. С другой стороны, также β -активный изотоп стронция ${}_{38}\text{Sr}^{90}$, попадая в организм, стремится замещать кальций в костной ткани, где он застревает надолго и облучает очень чувствительные к радиации кроветворные ткани костного мозга. Поэтому предельно допустимые концентрации в воде, воздухе, пищевых продуктах и т. д. устанавливаются отдельно для каждого изотопа. Например, предельно допустимые концентрации в воде открытых водоемов для трития и стронция ${}_{38}\text{Sr}^{90}$ равны соответственно $3 \cdot 10^{-7}$ и $3 \cdot 10^{-11}$ Ки/л.

Ядерные излучения опасны еще и тем, что даже их большие дозы не воспринимаются органами чувств человека. Поэтому *при работе с любыми видами излучений необходимо изучить и строго соблюдать правила работы с радиоактивными материалами.*

2. Для измерения доз облучения используются специальные приборы — *дозиметры*. Дозиметр, конечно, является одним из типов детекторов ядерных частиц. Как к детектору, к дозиметру предъявляется ряд специфических требований. Во-первых, для дозиметра достаточно, чтобы он регистрировал не индивидуальные частицы, а суммарный поток частиц. Во-вторых, желательно, чтобы из характеристик этого потока измерялась бы именно доза, т. е. либо выделяемая энергия, либо ионизационный ток. Наконец, в-третьих, для точных дозиметрических измерений необходимо учитывать, что поглощение энергии ядерных излучений в веществе зависит как от рода вещества, так и от рода и энергии излучения. Поэтому в дозиметрах стараются использовать датчики, имитирующие живые ткани в отношении поглощения радиации. Такие датчики сравнительно легко делать для γ -квантов и электронов (достаточно, чтобы совпадали значения Z датчика и тканей), но сложно для нейтронов разных энергий.

В качестве детекторов в дозиметрах применяются ионизационные камеры непрерывного действия (см. гл. IX, § 4), газоразрядные счетчики, фотопленки и сцинтилляторы. Очень высокие дозы (до 10^7 Р и выше) измеряются по выходу некоторых радиационно-химических реакций. Для прямого определения энергии, выделяемой излучением в веществе, пользуются калориметрическими методами.

По назначению дозиметрическая аппаратура делится на шесть типов: а) приборы, измеряющие дозу внешнего излучения; б) приборы для измерения потоков α - и β -частиц с загрязненных поверхностей; в) приборы (обычно карманные) для измерения индивидуальных доз; г) приборы для измерения загрязненности воздуха радиоактивными газами и аэрозолями; д) приборы для измерения радиоактивности проб воды и пищевых продуктов; е) установки для измерения внешнего излучения воздуха. Наиболее широко используются дозиметрические приборы первых трех типов, необходимые при любых видах работ с использованием ядерных излучений.

Примером дозиметра первого типа является употребляемый в течение многих лет микрорентгенометр «Кактус» (рис. 13.10), измеряющий дозы γ -излучения от 0 до $2 \cdot 10^4$ мкР/с. Этот прибор обычно используется для контрольной дозиметрии помещений, в которых ведется работа с источниками γ -излучения малой активности. Распространенным прибором второго типа является радиометр УИМ2-1еМ (рис. 13.11), используемый для контроля уровня загрязненности α - и β -активными веществами рук, одежды и поверхностей оборудования. Главная часть этого прибора состоит из нескольких тонкостенных газоразрядных счетчиков. Прибор измеряет не дозу, а число частиц. Поэтому он называется не дозиметром, а радиометром. Среди индивидуальных дозиметров широким рас-

пространением пользуются приборы серии КД (карманный дозиметр), позволяющие измерять дозу γ -квантов, полученную человеком за время работы. Этот дозиметр на время работы кладется

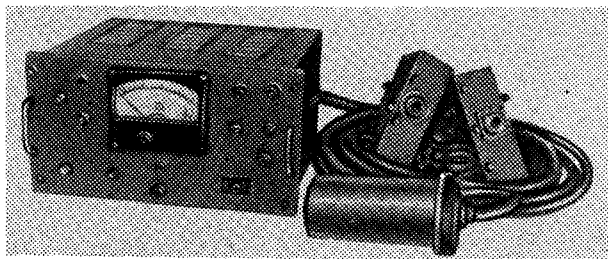


Рис. 13.10. Общий вид микрорентгенметра «Кактус».

в карман как авторучка, с которой он сходен габаритами и наличием зажима. Главной частью прибора КД является миниатюрная ионизационная камера, представляющая собой электроскоп, заряжаемый до начала работы. Ионизирующие излучения, проходя через камеру, постепенно разряжают электроскоп. По степени разрядки можно судить о полученной дозе.

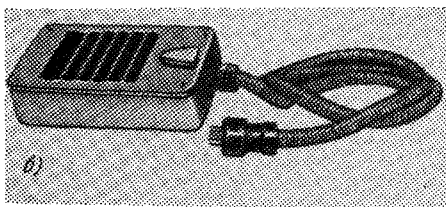
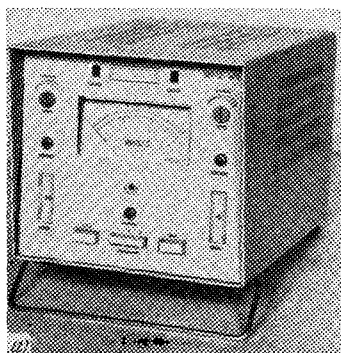


Рис. 13.11. Общий вид радиометра УИМ2-1еМ.

а) Измерительный пульт радиометра, б) один из вариантов датчика.

3. Для того чтобы при работе с ядерными излучениями их доза не превышала предельно допустимую, нужна защита. Простейшим по своей идее методом защиты является удаление от источника излучения на достаточное расстояние, так как даже без учета поглощения в воздухе интенсивность излучения убывает как $1/R^2$ при удалении на расстояние R от источника. Поэтому ампулы, содержащие радиоактивные препараты, не следует брать руками.

Надо использовать специальные щипцы с длинной ручкой. В тех случаях, когда удаление от источника на достаточное расстояние невозможно, для защиты от излучения используются преграды из поглощающих материалов.

Наиболее проста защита от α -излучений, так как α -частицы, вылетающие из радиоактивных ядер, имеют ничтожно малые пробеги. В отношении β -излучений следует помнить, что пробег β -распадных электронов в воздухе не так уж мал (более 3 м при $E = 3$ МэВ). Поэтому β -активные препараты, даже малых активностей (скажем, десятки мкКи), надо экранировать. Для экранировки от электронов с энергиями до 4 МэВ достаточен слой пластмассы в 0,25 см. Более массивная защита требуется при работе с радиоактивными источниками γ -излучений. В этом случае требуемая толщина защиты зависит не только от энергии излучения, но и от его интенсивности, так как поток γ -частиц экспоненциально ослабевает с расстоянием внутри вещества защиты. Степень этого ослабления определяется коэффициентом поглощения μ , зависящим от энергии γ -квантов и от рода вещества поглотителя (см. гл. VIII, § 4). При расчете защиты обычно вместо коэффициента μ пользуются величиной l_{10} , равной толщине слоя вещества, дающей ослабление потока излучения в 10 раз. Значение l_{10} для γ -квантов мегаэлектронвольтовой области энергий имеет порядок от десятков сантиметров для легких элементов до нескольких сантиметров для тяжелых. Некоторые значения l_{10} приведены в табл. 13.3. При расчете защиты

Таблица 13.3. Длины l_{10} (в см) для γ -квантов с энергией 3 и 6 МэВ в разных веществах

Вещество	$E_\gamma = 3$ МэВ	$E_\gamma = 6$ МэВ	Вещество	$E_\gamma = 3$ МэВ	$E_\gamma = 6$ МэВ
Вода	58	83	Железо	8,2	9,6
Бетон (плотность 2,3)	27,4	37,2	Свинец	4,9	4,6

от γ -источников высокой активности необходимо учитывать, что при комптон-эффекте γ -кванты не поглощаются, а рассеиваются. Поэтому ослабление общего излучения происходит не по экспоненциальному закону

$$J = J_0 \cdot 10^{-x/l_{10}}, \quad (13.12)$$

а несколько медленнее. Для очень толстых поглотителей доза, рассчитанная по экспоненциальной формуле (13.12), может оказаться в десять раз ниже реальной. Практически в лабораторных условиях для защиты от γ -активных препаратов используют «домики» из свинцовых плиток, форма которых дает возможность кладки без

сквозных зазоров. При необходимости визуального наблюдения используют окошки из специального содержащего свинец стекла.

Таблица 13.4. Длины l_{10} для тепловых нейтронов в разных веществах

Вещество	Cd	B	Li	Fe	Вода
l_{10} , см	0,02	0,023	0,8	3,4	6,7

Наилучшими поглотителями тепловых нейтронов являются бор и кадмий, что видно из табл. 13.4 для соответствующих значений l_{10} . При расчете защиты от тепловых нейтронов необходимо учитывать вторичное γ -излучение, возникающее при захвате нейтронов. Быстрые нейтроны слабо поглощаются любыми веществами. Поэтому

для защиты от быстрых нейтронов их сначала замедляют (обычно водой или графитом), а уже после замедлителя ставят поглотитель.

Во всех случаях надо учитывать, что излучение может проникнуть в защищаемое место не только прямым путем, но и посредством рассеяния от стен помещения и окружающих предметов. Поэтому сильные излучатели надо окружать защитой со всех сторон.

Для защиты от особо мощных источников излу-

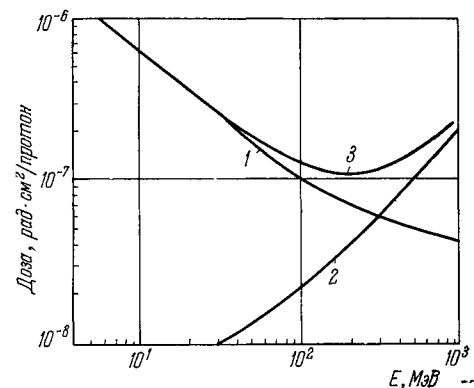


Рис. 13.12. Зависимость от энергии протонов вкладов в поглощенную дозу (кривая 3) электромагнитных (кривая 1) и ядерных (кривая 2) взаимодействий протонов с веществом.

чения, например от пучков из ускорителей, используется бетон (из-за его дешевизны). Толщина защитных бетонных стен в отдельных случаях достигает нескольких метров.

При расчете защиты от протонов и других тяжелых заряженных частиц высоких энергий необходимо учитывать потоки вторичных частиц, возникающих при ядерных столкновениях (см. гл. VIII, § 5, п. 7). Из графика рис. 13.12 видно, что вклад вторичных частиц в тканевую поглощенную дозу становится существенным, начиная с энергий первичного пучка в несколько десятков МэВ, и становится преобладающим с энергии 300 МэВ.

Особенно сложны рассмотренные в гл. XI, § 3, п. 5 вопросы защиты от излучений ядерного реактора.

Освоение космического пространства породило специфическую проблему радиационной защиты космических кораблей. Некоторое представление о радиационной обстановке в космосе дает табл. 13.5, в которой приведены тканевые дозы различных космических излучений, проникающих сквозь защиту в 1 г/см^2 алюминия.

Т а б л и ц а 13.5. Тканевые дозы космических лучей

Источник излучения	Область космического пространства	Доза, бэр/сутки	Примечание
Галактические космические лучи	На высотах до 600 км от поверхности Земли	$1,2 \cdot 10^{-3}$, $i=0$ $6,7 \cdot 10^{-3}$, $i=90^\circ$	Среднетканевая доза, i — угол наклона плоскости орбиты спутника max } солнечн. min } активн.
	Межпланетное пространство Поверхность Луны	$130 \cdot 10^{-3}$ $260 \cdot 10^{-3}$ $130 \cdot 10^{-3}$	
Радиационный пояс Земли	На высотах до 600 км от поверхности Земли	0,12, протоны } 2,0, электроны }	Поверхностная доза Среднетканевая доза
	На высотах до 1500 км от поверхности Земли		
	На высотах 1500—1800 км от поверхности Земли	до 5, протоны до $3 \cdot 10^{-3}$, электроны до 10^2 , протоны до $5 \cdot 10^4$, электроны	Среднетканевая доза Поверхностная доза
Солнечные вспышки 23.II.1956 10.V.1959 3.IX.1960 12.XI.1960	Вне магнитосферы Земли	280 5400 2,5 1000	Поверхностная доза, бэр за вспышку

4. При использовании радиоактивных веществ необходимо принимать тщательные меры против радиоактивного загрязнения. При этом следует учитывать, что радиоактивные загрязнения могут попадать в воздух в виде пыли (аэрозоли) и растворяться в воде. В обоих случаях возможно опасное радиоактивное загрязнение на больших расстояниях от места работы с излучениями. Во избежание радиоактивных загрязнений в прикладных работах, как

правило, используют радиоактивные источники в герметизированных ампулах. Работа с открытыми источниками разрешается только при наличии специального оборудования, например, типа камеры, изображенной на рис. 13.13. Работы с очень большими активностями проводятся в так называемых горячих лабораториях — помещениях, имеющих надежную защиту, дистанционное наблюдение и манипулирование, эффективные фильтры в системе вентиляции, разветвленную систему дозиметрического контроля.

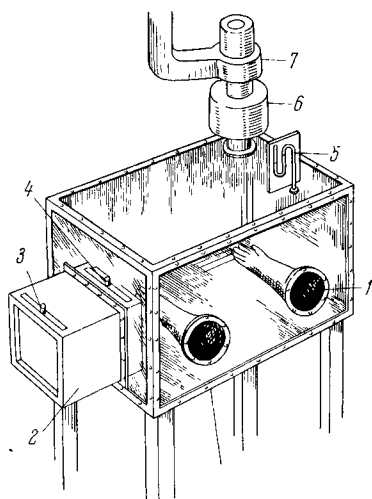


Рис. 13.13. Камера для работы с радиоактивными препаратами.

1 — отверстия с перчатками, 2 — шлюз, 3 — наружная заслонка, 4 — внутренняя заслонка, 5 — манометр, 6 — фильтр 7 — вентилятор.

§ 6. Применение радиоактивных излучений в науке и технике

1. В настоящее время научно-технические применения радиоактивных изотопов столь многочисленны и разнообразны, что об использовании их даже в какой-то одной отрасли промышленности, например в горном деле, пишутся отдельные монографии и даже учебные пособия. Поэтому мы не будем стремиться перечислить все или хотя бы все важнейшие применения методов ядерной физики,

а лишь попытаемся обрисовать круг физических идей и явлений, на которых основаны эти приложения. Этот круг оказывается довольно узким. Подавляющее большинство применений ядерных излучений основано всего лишь на четырех физических явлениях. Первое явление состоит в том, что любой радиоактивный изотоп является меченым атомом соответствующего элемента, т. е. атомом, который по своим химическим и физическим свойствам ведет себя так же, как и его собрат, но за судьбой которого можно проследить по его радиоактивности. Роль меченых атомов могут играть и атомы стабильных изотопов, изменяющие природный изотопический состав изучаемого элемента. Второе явление состоит в том, что любое радиоактивное излучение обладает определенной проникающей способностью, т. е. свойствами распространяться и поглощаться в данной среде определенным образом. Сущность третьего явления сводится к тому, что ядерные излучения, проходя через вещество, производят его ионизацию. Наконец, четвертое явление состоит в образовании наведенной радиоактивности в веществе нейтронами,