

ЛАБОРАТОРНАЯ РАБОТА №3
ДОЗИМЕТРИЯ И РАДИОМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ.
ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИВНОСТИ ПРЕПАРАТА ИЗВЕСТНОГО РАДИОНУКЛИДА ПО
МОЩНОСТИ ЭКСПОЗИЦИОННОЙ ДОЗЫ ЕГО ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ.

Глава 1. ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ВВЕДЕНИЕ

1. Цели и задачи работы.

Ознакомиться с физическими основами характеристик радиоактивных источников, ионизирующих излучений и воздействия ионизирующих излучений на человека, с элементами дозиметрии и радиационной безопасности. Получить навыки работы с применяемыми в физпрактикуме дозиметрами, провести дозиметрические измерения данного радиоактивного источника, определив его активность и оценив радиационно-безопасные условия работы с ним.

Перед выполнением работы рекомендуется еще раз прочитать «Введение в физпрактикум по ядерной физике», уделив дополнительное внимание пунктам: 1, 2, 3.1.1, 3.2, 3.4, 4.2, 4.3, 4.4, 5.1, 5.2, 5.3.

2. Вступление.

Вопросы измерения радиоактивности, радиометрические и дозиметрические измерения интенсивности ионизирующих излучений играют большую роль не только в физическом образовании, но и в жизни современного общества, широко использующего явление радиоактивности и ионизирующие излучения в энергетике, медицине, промышленности, сельском хозяйстве, науке и пр. Особое значение эти вопросы имеют для населения Украины в связи с атомной энергетикой страны (порядка 50% электроэнергии в Украине вырабатывается на атомных электростанциях), разработкой месторождений урановых руд и, конечно, последствиями аварии на Чернобыльской АЭС.

Физические величины, характеризующие радиоактивные источники (препараты), а также величины, характеризующие ионизирующие излучения и их взаимодействие с веществом вообще, и биологическими структурами в частности, соответственно определяются по их физическому смыслу и количественно выражаются в различных единицах измерения радиоактивности, излучений и указанного взаимодействия.

3. Активность радиоактивного источника.

Активность радиоактивного источника (препарата, предмета, тела и т.п.) – физическая величина, определяемая числом атомных ядер, распадающихся в источнике в единицу времени: $Q = dN/dt = \lambda \cdot N$.

Q – активность источника в данный момент времени t ;

N – количество радиоактивных ядер в препарате в этот момент времени (очевидно, что по определению Q пропорционально N);

λ – постоянная распада данного радиоактивного изотопа (радионуклида), характеризующая скорость распада ядер этого изотопа и равная вероятности распада радиоактивного ядра в единицу времени. Радиоактивность – явление, которое носит случайный характер, подчиняющееся статистическим закономерностям. Соответственно, $\lambda = 1/\tau$, где τ – среднее время жизни радиоактивных ядер данного вида или время, в течение которого исходное (достаточно большое) число радиоактивных ядер уменьшается в e раз ($e \approx 2,718...$) [1].

В связи с распадом ядер в препарате, его активность уменьшается со временем по **закону радиоактивного распада: $Q = Q_0 \cdot e^{-\lambda t}$** [2]. Q_0 – активность препарата в начальный момент времени наблюдения $t=0$. Скорость радиоактивного распада, определяемую постоянной распада λ , принято обычно характеризовать **периодом полураспада T** , т.е. временем, в течение которого исходное количество радиоактивных ядер (или активность препарата) вследствие распада уменьшится вдвое: $Q(T) = Q_0/2$, отсюда $T = \ln 2/\lambda \approx 0,693/\lambda = 0,693 \cdot \tau$ [3].

Необходимо отметить, что далеко не во всех случаях число распадающихся ядер совпадает с числом испускаемых при этом частиц (квантов) ядерных излучений, так как одно и то же ядро с различной вероятностью может распадаться совершенно различными путями или, например, при

распаде ядра на возбужденные уровни продукта распада идет каскадное испускание γ -квантов и т.п. (см. *схемы распада конкретных радионуклидов*, например, схемы распада некоторых изотопов радиоактивного ряда U^{238} в лаб. раб. №5 или №8). Некоторая часть частиц, и в меньшей степени γ -квантов, проникающая способность которых, как правило, больше, чем частиц, может поглощаться веществом самого источника (так называемое самопоглощение в источнике), но в любом случае очевидно, что **интенсивность испускаемого ионизирующего излучения пропорциональна активности источника**. Для того, чтобы связать активность данного радиоактивного источника с интенсивностью его излучения, т.е. с числом частиц и квантов, испускаемых этим источником в единицу времени, необходимо знать схемы распада изотопов источника.

Период полураспада можно определить, исследуя временную зависимость активности данного препарата (см. лаб. раб. № 5). Если радиоактивный препарат представляет собой смесь нескольких нестабильных изотопов с различными периодами полураспада, то, очевидно, что изменение активности этого препарата во времени дается суммой нескольких экспонент с соответствующими величинами λ , характерными для каждого изотопа.

В системе СИ для измерения активности радиоактивного источника служит единица «распад в секунду» (расп./с), называемая **беккерелем (Бк)**. $1 \text{ Бк} = 1 \text{ расп./с} = \text{с}^{-1}$. Допускается применение внесистемной, но широко распространенной единицы активности – **кюри (Ки)**. **Активность в 1 кюри – это активность радиоактивного источника, в котором происходит $3,7 \cdot 10^{10}$ актов распада в секунду**. Активностью приблизительно 1 кюри обладает 1 грамм радия (Ra^{226} – изотоп, открытый Марией Кюри, и, соответственно, отсюда историческое обоснование этой единицы измерения). Единица активности 1 кюри – весьма крупная единица. Работа с источниками подобной активности требует особых мер предосторожности. В практике находят применение единицы милликюри (мКи), микрокюри (мкКи) и т.п. Отметим, что активность величиной порядка $1 \div 100$ мкКи – **минимально значимая активность** для большинства известных радиоактивных изотопов или радионуклидов (значение различно для различных изотопов в зависимости от свойств соответствующего химического элемента по отношению к организму человека и вида испускаемого ионизирующего излучения). В соответствии с постановлениями Минздрава и органов Украины, регулирующих вопросы ядерных излучений, согласованные с рекомендациями МАГАТЭ, МКРЗ и других международных организаций, радиоактивные источники минимально значимой активности (контрольные, образцовые препараты и т.п.) практически безопасны при работе с ними, но подлежат обязательному учету, сохранности и, после использования, сдаче на захоронение в специализированные предприятия.

4. Плотность потока и интенсивность излучения.

Поле ионизирующих излучений, т.е. пространственно-временное распределение излучения, может характеризоваться величиной **плотности потока частиц или квантов**. В наиболее важном частном случае для направленного однородного излучения под плотностью потока частиц или квантов понимают число частиц (квантов), падающих в единицу времени на единичную площадку, расположенную нормально к направлению распространения потока. При исследовании воздействия частиц ионизирующих излучений (α - и β -частицы, нейтроны и др.) на биологические объекты и другие тела, в **радиометрических измерениях** таких излучений пользуются, как правило, именно величинами плотности потока частиц или **интенсивности излучения** (число частиц или квантов, регистрируемых детектором в данном месте пространства в единицу времени, см. в тексте п. 5.3 «Введения в физпрактикум»). Измеряемая интенсивность излучения, конечно, пропорциональна плотности потока, но обе величины в той или иной степени зависят от параметров данного конкретного датчика измерительного прибора [4]. Для характеристики поля γ -излучения и жесткого β -излучения чаще используют **дозиметрические измерения** величины мощности экспозиционной дозы излучения (см. ниже).

Плотность изотропного потока частиц (квантов), исходящих из **точечного источника**, определяется как функция расстояния r от источника очевидным соотношением $\Phi(r) = n/(4 \cdot \pi \cdot r^2)$, где n – выход частиц (квантов) из источника в единицу времени. Источник можно считать точечным, если величина r значительно превышает размеры самого источника. Именно указанная

зависимость интенсивности излучения источника (как правило, изотропного) является основой термина «*защита расстоянием*», применяемого в радиационной безопасности [5]. Знание функции $\Phi(\mathbf{r})$ для общего случая неоднородных полей (например, поле нейтронов в активной зоне реактора) позволяет оценить интегральное воздействие излучения на тело заданной формы за определенное время облучения.

5. Дозы излучения. Поглощенная доза излучения.

Большинство эффектов воздействия ионизирующих излучений на вещество (физические, химические, биологические и др.) определяются, главным образом, *поглощенной веществе энергией излучения*, преобразованной в среде в другие виды энергии. *Эту энергию принято считать основной мерой для оценки влияния ионизирующих излучений на вещество*. Энергия излучения, поглощенная веществом, складывается, в основном, из энергии, затраченной на ионизацию и возбуждение атомов и молекул среды, из энергии, затраченной на химические, структурные и ядерные превращения в среде, а также из энергии, идущей на увеличение теплового движения, облучаемые тела нагреваются, но весьма незначительно (см. п. 3.1.1, 3.2, 3.3, 3.4 «Введения в физпрактикум»).

Поглощенная доза излучения, или просто доза излучения D есть величина энергии любого ионизирующего излучения, поглощенная единицей массы облучаемого объекта, т.е. отношение энергии излучения ΔE , поглощенной в некотором объеме среды, к массе Δm этого объема: $D = \Delta E / \Delta m$. Понятие дозы излучения, также как и понятие температуры, применимо только при усреднении переданной среде энергии по некоторому не слишком малому объему. В противном случае, для мест расположения ионизированных атомов поглощенная доза исключительно велика, а по остальной среде близка к нулю.

Единицей поглощенной дозы излучения в системе СИ является единица, называемая Грэй (Гр) или джоуль на килограмм (Дж/кг). 1 Гр = 1 Дж/кг (Л. Грэй – английский радиобиолог). Широко используется также *внесистемная единица дозы – «рад»* (от слова – радиация), соответствующая поглощению энергии излучения в сто раз меньшей: $1 \text{ рад} = 10^{-2} \text{ Гр} = 10^{-2} \text{ Дж/кг}$.

Поглощенная доза излучения, отнесенная к единице времени, есть мощность поглощенной дозы. Единицы мощности дозы: Гр/с = Дж/(кг·с) и, соответственно, рад/с.

Поглощенная доза излучения может быть найдена из физических соображений, если известны определенные параметры излучения (состав и энергетический спектр) и облучаемого объекта (элементный состав, форма и размеры, плотность, кристаллические свойства и т.п.), а также характеристики взаимодействия с веществом, как первичного излучения, так и вторичного излучения, образованного в среде. Однако такие расчеты в большинстве случаев сложны и не обладают достаточной точностью. В связи с этим, величины поглощенных доз обычно определяют экспериментально, как для неорганических соединений (важно для конструкций в атомных реакторах, подвергающихся интенсивному радиационному воздействию), так и для биологических объектов (эксперименты на животных, облучение моделей человека, выполненных из *тканеэквивалентных материалов* и т.п.). Существенную роль в последствиях радиационного воздействия, особенно на животных и человека, играет не только величина поглощенной дозы, но и ее распределение во времени. Одна и та же доза излучения, полученная человеком за сравнительно небольшой период, влияет на организм значительно сильнее, чем та же доза, полученная постепенно, например, за всю жизнь.

Главным результатом биологического воздействия ионизирующих излучений на организм человека (и животных) является ионизация с образованием свободных радикалов. Так как основным веществом человека является вода (около 80%), то эти радикалы есть, в основном, H^+ и OH^- , которые и нарушают естественную биохимию в клетках тканей, приводя к стохастическим (вероятностным) эффектам при небольших дозах излучения (онкозаболевания и генетические мутации), и к детерминированным эффектам при значительных дозах (лучевые поражения различных органов, лучевая болезнь). Вероятностные эффекты сказываются особенно сильно в молодых организмах, где скорость деления клеток весьма значительна. Поэтому дополнительное к естественному (природный радиационный фон), техногенное и медицинское облучение беременных и кормящих грудью женщин, а также детей, желательнее не допускать.

6. Эквивалентная доза излучения.

Понятие эквивалентной дозы излучения вводится, главным образом, для биологических объектов, в основном, для человека. Совокупный эффект, вызываемый воздействием ионизирующего излучения на человека, на его отдельные органы, не полностью характеризуется величиной поглощенной дозы **D**, а определяется действием еще ряда причин, главными из которых являются вид ионизирующего излучения и его энергетический спектр. Влияние этих причин учитывается, в основном, по результатам многочисленных экспериментов в виде безразмерного коэффициента к величине поглощенной дозы, называемого **фактором преобразования энергии** или фактором качества, а в радиобиологии – фактором относительной биологической эффективности или **радиационным взвешивающим фактором W**.

Значительное влияние на последствия облучения имеют также распределение плотности потока излучения и поглощенной дозы по облучаемому объекту, зависящей от материала, структуры и формы облучаемого тела, распределение поглощенной дозы во времени и т.п.

Различное действие того или иного вида ядерных излучений на биологическую ткань связано, прежде всего, с различием в плотности ионизации, создаваемой в веществе вдоль пути заряженной частицы первичного или вторичного излучения, определяемой ЛПЭ излучения (линейная потеря энергии). Так как удельная ионизирующая способность частиц зависит от их заряда и массы, то, соответственно, и радиационный взвешивающий фактор велик для частиц большего заряда и большей массы. При большой плотности ионизации велико влияние неблагоприятных биохимических реакций, так как велика концентрация свободных радикалов. Гамма-излучение и нейтронное излучение непосредственно ионизации в среде не вызывают, поэтому поглощение энергии излучения этого вида связано с ионизацией вещества вторичными частицами, для γ -квантов – электронами, для нейтронов – ядрами отдачи и продуктами распада активированных нейтронами ядер. Соответственно и радиационный взвешивающий фактор для γ и нейтронного излучения учитывает ионизирующую способность вторичных частиц, а для нейтронного излучения еще и некоторое активирование облучаемого объекта, т.е. образование радиоактивных изотопов за счет ядерных реакций нейтронов с ядрами атомов вещества объекта [6].

Произведение поглощенной дозы на соответствующий фактор преобразования энергии есть **дозовый эквивалент (эквивалентная доза) излучения H**. По определению: $H = D \cdot W$. Дозовый эквивалент с известной полнотой характеризует эффект воздействия ионизирующих излучений на облученный объект. Именно эквивалентная, а не поглощенная доза, определяет степень радиационного повреждения организма в целом или его отдельного органа. Одинаковая поглощенная доза излучения разного вида и энергии приводит к значительно отличающимся последствиям радиационного воздействия.

Единицей эквивалентной дозы излучения в системе СИ является единица, называемая зиверт (Зв), (Г. Зиверт – шведский радиобиолог). Физическая размерность зиверта такая же, как и у грэя, т.е. Дж/кг, **1 Зв = 1 Гр = 1 Дж/кг**, но численное значение эквивалентной дозы определяет радиационный взвешивающий фактор, различный для различных ионизирующих излучений. Широко используется также **внесистемная единица эквивалентной дозы – «бэр»** (биологический эквивалент рада). **1 бэр = 10^{-2} Зв**.

Эквивалентная доза излучения, отнесенная к единице времени, есть мощность эквивалентной дозы. Единицы мощности эквивалентной дозы: Зв/с = Гр/с = Дж/(кг·с) и, соответственно, бэр/с.

Значения радиационного взвешивающего фактора, полученные в результате наблюдений радиационных повреждений человека и принятые в мировой практике радиобиологии:

Рентгеновское и гамма-излучение, все энергии	1
Бета-частицы (электроны, позитроны), мюоны, все энергии	1
Тепловые нейтроны	5-10
Быстрые нейтроны	10-20-10-5
Протоны с энергией > 2 МэВ	5
Альфа-излучение, ядра отдачи	20

Таким образом, поглощенная данным человеческим органом или организмом в целом доза, например, в 1 Гр от α -излучения (эквивалентная доза 20 Зв) вызовет в 20 раз более серьезное радиационное поражение, чем такая же поглощенная доза в 1 Гр от γ - или β -излучения (эквивалентная доза 1 Зв). Имеется, конечно, определенная приближенность в приведенном соотношении уровней радиационных поражений, связанная со свойствами конкретных организмов, их состоянием и т.п. [7], [8].

Отметим еще особенность радиационного воздействия, связанную не только с внешним, а и с возможным внутренним (более опасным) облучением при попадании радиоактивных веществ, особенно источников α -излучения, внутрь организма при дыхании (например, атмосферный радон и продукты его распада – см. лаб. раб. № 5), питании (работа в условиях радиоактивного заражения местности, работа с радиоактивными веществами в открытом виде) и т.п. Очевидно, что внешнее и внутреннее облучение человека одинаковыми потоками ионизирующего излучения одинакового состава и энергии приведут к разным эквивалентным и, соответственно, эффективным (см. далее) дозам [9].

7. Эффективная доза излучения.

Различные органы человека имеют разную чувствительность к влиянию ионизирующих излучений, что учитывается с помощью понятия *эффективной дозы излучения* E для всего организма человека в целом. $E = \sum H_i \cdot W_{Ti}$, где суммирование проводится по всем отдельным органам человеческого тела. H_i эквивалентная доза, полученная данным органом, W_{Ti} безразмерный *тканевый взвешивающий фактор* для данного органа. Разные части тела и органы человека могут находиться от источника излучения на разных расстояниях, могут по-разному экранироваться защитными приспособлениями, по-разному адсорбировать радиоактивные вещества, попадающие внутрь организма и, соответственно, получить различные эквивалентные дозы H_i . Величины W_{Ti} определены опытом радиобиологии. Не приводя конкретных, принятых в радиобиологии, значений W_{Ti} отметим, что наиболее чувствительными к ионизирующим излучениям являются некоторые клетки половых органов (гонады), красный костный мозг, легкие, желудок и некоторые части кишечника, хрусталик глаза, а наименее чувствительными – кисти рук, стопы, кожа. Эффективная доза, как и эквивалентная, измеряется в СИ в зивертах (или, соответственно, в бэрах). Именно величина эффективной дозы определяет медицинские мероприятия по лечению облученного человека.

8. Характерные величины эквивалентных (эффективных) доз в жизни человека.

Приведем характерные величины эквивалентных доз и мощностей эквивалентных доз, встречающихся в радиобиологии. *Уровень внешнего естественного, природного фонового облучения человека*, создаваемый радиоактивными веществами, содержащимися в окружающей природе, в теле самого человека (например, радиоактивный изотоп K^{40} [10]), а также космическим излучением, зависит от района Земли, высоты над уровнем моря и составляет величину *порядка 0,01-0,02 мбэр/ч для разных местностей Украины* (до 0,1 мбэр/ч, и даже выше, для некоторых, в т.ч. населенных, районов Индии, Бразилии, Ирана и др. за счет природной радиоактивности местности). Внешний природный фон, действующий на человека, обусловлен, в основном, γ - и жестким β -излучением, имеющими высокую проникающую способность. Именно эти излучения регистрируются обычными дозиметрами и радиометрами, измеряющими мощность экспозиционной дозы излучения (см. ниже). Удовлетворительных доказательств того, что излучение в этом диапазоне мощностей эквивалентных доз вредно (а может даже полезно) для природы человека, пока нет. Значительные дозы ионизирующих излучений, безусловно, опасны для организма человека. В соответствии с этим санитарными правилами Украины *для лиц, профессионально связанных с облучением (персонал категории «А» облучаемых лиц)*, установлена *предельно допустимая эквивалентная (эффективная) доза облучения или лимит дозы величиной в 20 мЗв за год* (кроме обычных доз облучения, обусловленных естественным и техногенным фоном, а также возможными медицинскими процедурами) *из расчета 1700 рабочих часов за этот период времени при 6-ти часовом рабочем дне* (можно рассчитать предельно допустимую мощность эквивалентной дозы на рабочем месте) [11]. *В соответствии с законами Украины лимит годовой дозы от техногенных и медицинских источников радиации,*

дополнительный к естественному внешнему и внутреннему, за счет радона и продуктов его распада (см. лаб. раб. № 5), фону для любых лиц из всего населения, равен 1 мЗв.

Средствами обычной современной медицины в организме человека практически нельзя обнаружить вредные детерминированные (не стохастические) последствия длительного облучения при допустимой дозе 20 мЗв за год (2 бэра за год), что за 30 лет рабочего стажа дает суммарную дозу 0,6 Зв или 60 бэр. Такая же доза общего облучения, полученная за несколько минут, часов, дней или даже недель, приводит к небольшим, но заметным признакам лучевого поражения. Доза общего облучения в 6 Зв (600 бэр) за короткий период, без соответствующего лечения, считается фактически смертельной (эти данные подчеркивают роль в эквивалентной дозе фактора, учитывающего распределение этой дозы во времени). Приведенные величины эффективных доз указаны для всего организма человека в целом. Применяемые в медицине эквивалентные дозы для частей тела или отдельных органов могут быть значительно выше (флюорография, рентгенография и рентгеноскопия, облучение при онкозаболеваниях и т.п.).

Необходимо отметить, что пока современная радиационная медицина предполагает рост вероятности неблагоприятных стохастических последствий ионизирующего облучения с ростом дозы, даже в области небольших доз, сравнимых с дозами от естественного фона, избежать влияния которого не представляется возможным. Эти соображения и должны формировать разумное поведение человека в вопросах радиационной безопасности.

9. Экспозиционная доза облучения.

Представляет интерес вопрос о количественной характеристике интенсивности ионизирующего действия какого-либо ионизирующего излучения в данном месте пространства. Для корпускулярного излучения (различные частицы, например, α - и β -излучения) такой мерой может являться плотность потока частиц при известном энергетическом спектре этого излучения [12]. Величина плотности потока, как было отмечено выше, достаточно просто определяется в часто встречающихся случаях для направленного потока частиц либо для точечного источника и сравнительно легко измеряется при соответствующем расположении детектора излучения в пространстве (конечно, с учетом эффективности применяемого детектора) [13]. Для частиц, распространяющихся в произвольных направлениях (источники сравнительно больших размеров и произвольной формы, несколько источников и т.п.) применяют более сложное определение плотности потока и специальные методы ее измерения.

Мерой интенсивности ионизирующего действия гамма- и рентгеновского излучения применительно к радиационной безопасности человека, было и остается менее строгое с точки зрения радиобиологии в смысле действия на организм человека, но широко используемое на практике (в т.ч. санитарными службами, МЧС и военными) понятие ***экспозиционной дозы и мощности экспозиционной дозы***. Основная масса как бытовых, так и профессиональных дозиметров измеряют мощность экспозиционной дозы (величина экспозиционной дозы легко пересчитывается по времени пребывания в месте измерения), хотя дополнительно градуируются и в единицах мощности поглощенной и эквивалентной дозы с помощью внутриприборного пересчета (чаще всего недостаточно точного). Отметим, что именно гамма-излучение (и сравнительно жесткое бета-излучение для бета-активных изотопов) преобладают в излучении любого радиоактивного источника уже на расстоянии порядка $1 \div 2$ м от него, остальное возможное излучение (альфа- и мягкое бета-излучение) из-за низкой проникающей способности поглощается атмосферным воздухом (и дополнительно одеждой и верхним слоем кожи человека). Природный, внешний для человека, радиационный фон также обусловлен, главным образом, гамма-излучением (может присутствовать и жесткое бета-излучение и в незначительной степени некоторые составляющие космического излучения). Нейтронное излучение – особый специальный случай.

Экспозиционная доза как мера ионизирующего действия гамма- и рентгеновского излучения вводится для модельной среды – сухого атмосферного воздуха при нормальных условиях, так как величина ионизации и соответственно поглощенная и эквивалентные дозы для данного излучения зависят от состава облучаемого вещества и его структуры [14]). Экспозиционная доза $D_x = \Delta q / \Delta m$ для гамма- и рентгеновского излучения определяется суммарным электрическим зарядом Δq ионов одного знака, образованных в массе Δm сухого атмосферного воздуха при нормальных

условиях вторичными частицами (электронами), в состоянии электронного равновесия. При электронном равновесии энергия всех электронов, вышедших из рассматриваемого облучаемого объема равна энергии всех электронов, вошедших в него из соседних областей, что обычно реализуется для не очень малых объемов облучаемой однородной среды в пренебрежении потерями энергии электронов на тормозное излучение (справедливо с достаточной точностью для практически важного случая энергии квантов излучения примерно до 3 МэВ, что реализуется для большинства гамма-переходов ядер известных радиоактивных изотопов).

Отметим, что экспозиционная доза, т.е. степень ионизации воздуха, сравнительно легко и точно экспериментально измеряется по степени его проводимости.

Единицей экспозиционной дозы в системе СИ является кулон на килограмм (Кл/кг). 1 Кл/кг это экспозиционная доза рентгеновского и γ -излучения, при которой в 1 кг сухого атмосферного воздуха электроны (позитроны), освобожденные в первичных актах фотоэффекта, комптон-эффекта и рождения электрон-позитронных пар, образуют при полном торможении ионы и электроны, несущие заряд в 1 Кл электричества каждого знака. Широкое применение находит внесистемная единица экспозиционной дозы рентгеновского и γ -излучения – рентген (Р). Рентген – единица экспозиционной дозы рентгеновского и γ -излучения, при котором в 1 см³ сухого атмосферного воздуха при нормальных условиях (0,00129 г) образуются $2,08 \cdot 10^9$ пар ион-электрон. Соотношение между Р и Кл/кг легко вычислить [15]. Принято считать, что $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$. Экспозиционная доза излучения, отнесенная к единице времени, дает мощность экспозиционной дозы $\dot{P}_e = D_e/t$. Единицы мощности экспозиционной дозы Кл/(кг·с) и Р/с. Отметим, что излучение 1 г радия (Ra^{226}) на расстоянии 1 м создает мощность экспозиционной дозы примерно 1 Р/час (историческое обоснование этой единицы измерения).

По литературным данным, мощность экспозиционной дозы естественного радиационного фона в районе Днепропетровска на открытой местности, вдали от различных строений, составляет величину порядка $12 \div 13 \text{ мкР/ч}$. Величина измеряемой мощности экспозиционной дозы в различных строениях (домах и т.п.) существенно зависит от радиоактивности материалов, использованных в этих строениях.

10. Связь экспозиционной, поглощенной и эквивалентной доз. Керма.

Единицы экспозиционной дозы рентгеновского и γ -излучения легко сопоставить с энергетическими единицами поглощенной и эквивалентной дозы, используя тот факт, что средняя работа ионизации в воздухе (средняя энергия образования одной пары электрон-ион) для γ -излучения со спектром энергий до 3 МэВ приблизительно постоянна и равна 34 эВ. Тогда при экспозиционной дозе 1 Р в 1 см³ воздуха поглощается $1,132 \cdot 10^{-8}$ Дж энергии, а в 1 кг воздуха соответственно 8,8 мДж, т.е. экспозиционной дозе 1 Р соответствует поглощенная доза 8,8 мГр (0,88 рад) или эквивалентная доза 8,8 мЗв (0,88 бэр) для атмосферного воздуха [16]. Экспериментально установлено, что в среднем в 1 кг мягкой ткани человека или животного при облучении экспозиционной дозой 1 Р поглощается 9,3 мДж энергии, т.е. экспозиционной дозе рентгеновского и γ -излучения в 1 Р соответствует поглощенная доза 9,3 мГр (0,93 рад) или эквивалентная доза 9,3 мЗв (0,93 бэр) для тела человека (радиационный взвешивающий фактор для рентгеновского и γ -излучения равен 1). Аналогичные соотношения в отношении поглощенной и эквивалентной доз справедливы и для β -излучения. Расчет эффективной дозы может быть произведен с учетом тканевого взвешивающего фактора сравнительно точно для γ -излучения и менее точно для β -излучения [17]. Таким образом, по измерениям мощности экспозиционных доз в местах нахождения тела человека и времени его пребывания там, легко установить поглощенную, эквивалентную и эффективную дозу. *Для грубых оценочных расчетов по радиационной безопасности человека в т.ч. и в данной лабораторной работе, для рентгеновского и γ -излучения, а также β -излучения, можно считать, что 1 Р экспозиционной дозы соответствует 1 раду поглощенной дозы и 1 бэру эквивалентной дозы.*

В последние годы в радиологии вместо понятия экспозиционной дозы и ее мощности предпочитают пользоваться физически более строгими понятиями керма (от англ. kinetic energy released into material) и мощность кермы.

Керма – суммарная начальная кинетическая энергия заряженных частиц, образованных

в единице массы облучаемой среды под действием косвенно ионизирующего излучения. Для рентгеновского и γ -излучения в условиях электронного равновесия в пренебрежении тормозным излучением керма фактически является энергетическим эквивалентом экспозиционной дозы. В системе СИ единица кермы – грей. внесистемная единица кермы – рад. Отметим, что экспериментальная простота измерения степени ионизации воздуха по его проводимости и соответствующая градуировка дозиметров в единицах экспозиционной дозы, пока конкурирует с энергетическими (калориметрическими и т.п.) измерениями для градуировки дозиметров в единицах поглощенной дозы.

11. Соотношение между активностью γ -источника и мощностью экспозиционной дозы его излучения. Гамма-постоянная радиоактивного изотопа.

Очевидно, что для точечного (или близкого к точечному) γ -источника данного радионуклида мощность экспозиционной дозы его γ -излучения P_3 прямо пропорциональна его активности Q и обратно пропорциональна квадрату расстояния R от источника: $P_3 = k_\gamma \cdot Q/R^2$.

Коэффициент k_γ , называемый полной ионизационной гамма-постоянной радионуклида, учитывает зависимость создаваемой гамма-излучением точечного препарата этого радионуклида экспозиционной дозы от энергии и числа γ -квантов, испускаемых при распаде одного его ядра. При расчетах по указанной формуле обычно используют следующие единицы измерения: $[P_3] = P/ч$, $[Q] = мКи$, $[R] = см$, и, соответственно, $[k_\gamma] = P \cdot см^2/(ч \cdot мКи)$.

Физический смысл полной ионизационной гамма-постоянной данного радионуклида состоит в том, что k_γ численно равна мощности экспозиционной дозы в рентгенах в час, создаваемой γ -излучением точечного препарата этого радионуклида активностью 1 мКи на расстоянии 1 см от него.

Для более сложного случая препарата из нескольких радионуклидов при известных схемах распада и энергетических спектрах γ -излучения полная ионизационная гамма-постоянная препарата находится суммированием гамма-постоянных отдельных радионуклидов препарата, так как при облучении ионизирующее воздействие γ -квантов отдельных энергетических линий радиоактивного источника складывается. Для большинства известных радионуклидов полные ионизационные гамма-постоянные измерены экспериментально (справочные данные).

12. Определение активности препарата известного радионуклида по измеряемой мощности экспозиционной дозы его γ -излучения.

Метод определения активности γ -источника по мощности экспозиционной дозы, создаваемой его излучением, является одним из наиболее простых методов, обеспечивающих практически достаточную точность измерения. Зная полную ионизационную постоянную k_γ и измерив на определенном расстоянии (для которого препарат можно считать точечным) мощность экспозиционной дозы его γ -излучения, можно определить его активность: $Q = P_3 \cdot R^2/k_\gamma$.

13. Оценка радиационно-безопасных условий работы с радиоактивными источниками γ -излучения. Элементарные оценки защиты от γ -излучения.

Знание характеристик поля излучения источника, т.е. зависимости мощности экспозиционной дозы от расстояния до источника, позволяет оценивать безопасные условия для человека при работе с этим источником. Если активность источника такова, что при заданных условиях работы с ним (время и расстояние), доза излучения превышает предельно допустимую, то необходимо применение соответствующей защиты. Эффективность защиты оценивается величиной кратности ослабления, показывающей, во сколько раз защита уменьшает рассчитанные или экспериментально определенные значения мощности экспозиционной дозы (поглощенной, эквивалентной, эффективной дозы, плотности потока и т.п.). Кратность ослабления есть функция энергии γ -квантов, толщины и атомного номера вещества защиты (поглотителя излучения). Для данной энергии квантов и данного поглотителя кратность ослабления есть функция его толщины. В конце инструкции к лаб. работе приведена таблица (справочные данные) экспериментально найденной зависимости кратности ослабления от толщины защиты из свинца и энергии γ -квантов. Рекомендуется обратить внимание на примечание к этой таблице.

Глава 2. КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКИ

Измерение ионизирующих излучений в большинстве случаев осуществляется с помощью *дозиметров и радиометров* (иногда используют термин – рентгенометр). По регистрируемой датчиком (детектором) прибора интенсивности излучения *дозиметры градуируются в единицах мощности экспозиционной дозы и, дополнительно, в единицах мощности поглощенной и эквивалентной (для человека) дозы. Радиометры обычно регистрируют интенсивность излучений в относительных единицах (некоторые, в единицах плотности потока излучения)*. В этом случае сравнение показаний радиометра с показаниями для заведомо известного естественного уровня радиационного фона дает оператору прибора информацию об уровне радиации при измерениях. Отметим, что большинство дозиметров и радиометров предназначены для регистрации γ -излучения, в ряде случаев возможна и регистрация сравнительно «жесткого» (энергии порядка нескольких сотен кэВ и более) β -излучения. Регистрация α -излучения, а также «мягкого» гамма-излучения и рентгеновского излучения с энергией примерно до 20 кэВ из-за низкой проникающей способности этих излучений производится только специальными дозиметрами. Обычные дозиметры γ - и β -излучения (без специальных тонких окон) к α -излучению, «мягким» гамма- бета- и рентгеновскому излучению нечувствительны.

В данной лабораторной работе используются два дозиметра-радиометра: измеритель мощности дозы (рентгенометр) ДП-5В, предназначенный для обнаружения гамма-излучения и измерения мощности экспозиционной дозы уровней гамма-излучения, превышающих уровень естественного фона, а также наличия радиоактивной зараженности различных предметов и местности по γ - и жесткому (сравнительно большой энергии) β -излучению, и прибор геологоразведочный сцинтилляционный СРП-88Н, предназначенный для косвенных (в относительных единицах) измерений горных пород по гамма-излучению при радиометрической съемке местности. Сцинтилляционные дозиметры-радиометры обычно значительно чувствительнее приборов с газоразрядными счетчиками (см. лаб. раб. №1 и №2), в чем легко убедиться, выполняя измерения в данной работе, но сцинтилляционные приборы значительно дороже.

ДП-5В – прибор старый (есть новые, более удобные), но до сих пор применяется военными, службами МЧС и ГО. Прибор градуирован в единицах мощности экспозиционной дозы γ -излучения (в миллирентгенах в час или рентгенах в час, т.е. мР/ч или Р/ч) для той точки пространства, в которую помещен при измерениях датчик прибора. Диапазон измерений прибора по его техническим данным от 0,05 мР/ч до 200 Р/ч (в данной лабораторной работе с некоторым приближением приходится фиксировать мощности экспозиционной дозы меньшие, чем 0,05 мР/ч из-за необходимости измерения естественного фона и весьма слабых по активности применяемых радиоактивных источников) в диапазоне энергий гамма-квантов от $\leq 0,1$ до 1,25 МэВ, что характерно для большинства применяемых радиоактивных изотопов. Прибор имеет 6 поддиапазонов измерений. Отсчет показаний производится по соответствующей измеряемому уровню излучения шкале электроизмерительного прибора с последующим умножением показаний на выставленный коэффициент поддиапазона. Конструктивно прибор выполнен в виде измерительного блока, соединенного кабелем с выносным датчиком, в котором смонтированы детекторы γ - и β -излучения – газоразрядные счетчики Гейгера типа СБМ-20 (γ -излучение) и СИЗБГ (β -излучение), включенные параллельно. При регистрации γ -излучения блок счетчиков закрыт поворотным металлическим кожухом (именно так градуирован прибор). Для регистрации β -излучения поворотом кожуха открывается окно на счетчик, защищенное от внешних воздействий тонкой полимерной пленкой (при этом, конечно, регистрируется и γ -излучение). В данной лабораторной работе кожух снят и происходит регистрация γ -излучения применяемого радиоактивного источника и весьма незначительного сравнительно жесткого (сотни килоэлектронвольт) фонового β -излучения (мягкое β -излучение поглощается даже пленкой корпуса счетчика).

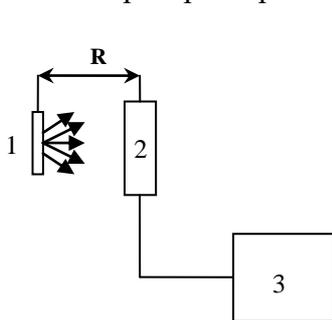
Принцип действия дозиметра ДП-5В состоит в следующем. При регистрации γ -кванта или β -частицы счетчиками Гейгера, расположенными в зонде, в счетчике, в котором произошла

регистрация, возникает кратковременный газовый разряд, и на общем нагрузочном сопротивлении счетчиков возникает электрический импульс. Этот импульс поступает на вход усилителя-нормализатора, собираемого обычно на малогабаритных радиолампах или транзисторах. Этот усилитель нормализует сигналы счетчика в импульсы одинаковой амплитуды и длительности. Интегрирующий контур – конденсатор, заряжаемый импульсами через резистор, при его разрядке через схему стрелочного прибора, усредняет поток импульсов, поступающих с усилителя. Усредненный ток разрядки, пропорциональный средней интенсивности сигналов счетчика т.е. приблизительно мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, регистрируется микроамперметром, шкала которого соответствующим образом проградуирована. Питание счетчика и измерительной схемы обычно осуществляется от специального аккумуляторного блока, смонтированного в приборе (в данной лабораторной работе электропитание дозиметра ДП-5В осуществляется от отдельного блока питания ТЕС88 стабилизированным постоянным напряжением 10 В, а для прибора СРП-88Н это напряжение с помощью резисторного делителя, собранного в отдельном блочке, доводится до необходимого напряжения 5В).

Отметим указанную выше **приближенность градуировки дозиметра ДП-5В** (и практически любого обычного дозиметра в т.ч. и со спектрометрическим сцинтилляционным датчиком), связанную с зависимостью мощности экспозиционной и соответственно эквивалентной дозы от энергетического спектра регистрируемого излучения. Градуировка дозиметра заводом-изготовителем производится для применяемого на данном заводе определенного γ -источника, обычно с энергией γ -квантов порядка нескольких сотен кэВ. Специальные дозиметры, учитывающие энергетический спектр регистрируемого излучения, достаточно дорогие и применяются в экспериментальной радиологии.

Прибор геологоразведочный сцинтилляционный СРП-88Н измеряет интенсивность гамма-излучения при начальном пороге регистрации не более 50 кэВ (килоэлектронвольт), что вполне достаточно для большинства радиоактивных изотопов, излучающих γ - и β -излучения, с точностью $\pm 10\%$. Прибор состоит из блока детектирования (сцинтилляционный кристалл, фотоумножитель и электронная схема для нормализации электрического импульса фотоумножителя по амплитуде и длительности, а также электронный узел выработки высоковольтного питания фотоумножителя) и пульта – универсального цифрового измерителя средней частоты импульсов. Пульт прибора и блок детектирования соединены кабелем через разъем. Работа сцинтилляционного детектора подробно рассматривается в лаб. раб. №2. Вывод визуальной информации осуществляется в пульте на 4-х разрядный жидкокристаллический цифровой индикатор и на стрелочный индикатор аналогового интенсивметра.

В лабораторной работе используется установка, блок-схема которой приведена на рис.



1 – Источник γ -излучения.

2 – Выносной датчик дозиметра ДП-5В со счетчиками Гейгера, установленный на регистрацию γ -излучения и сцинтилляционный датчик прибора СРП-88Н.

3 – Основной блок дозиметра ДП-5В и прибора СРП-88Н.

4 – Линейка (на схеме не показана, обычно используется разметка на самом лаб. столе).

Блок электропитания дозиметра и прибора СРП-88Н на блок-схеме не показан.

Основной целью эксперимента лабораторной работы является определение активности данного γ -источника по мощности экспозиционной дозы его излучения. Кроме этого, по результатам работы должна быть произведена оценка некоторых величин, существенных с точки зрения радиационной безопасности.

Глава 3. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Идентифицировать блоки установки и разобраться с их соединением между собой согласно блок-схеме. Действуя в соответствии с указаниями пунктов «Порядка выполнения работы»

реализовать выполнение следующих экспериментальных заданий.

1.) Измерить мощность экспозиционной дозы излучения P_3 и интенсивность излучения I , создаваемого естественным фоном ионизирующей радиации, (при этом радиоактивные источники, имеющиеся в лаборатории, по возможности должны быть удалены от блока датчика ДП-5В и блока датчика СРП-88Н). Измерения проводить одновременно на обоих приборах.

2.) Измерить мощность экспозиционной дозы излучения $P_3(R_{\min})$ и интенсивность излучения $I(R_{\min})$, создаваемой γ -излучением данного радиоактивного источника (препарата), для расстояния R_{\min} между препаратом и блоками датчиков. **Расстояние R_{\min} указывает преподаватель.**

3.) Измерить зависимость интенсивности излучения препарата $I(R)$ от расстояния R между препаратом и блоком датчика СРП-88Н для ряда указанных преподавателем значений расстояния R , отмеченных на лабораторном столе. Источник излучения во всех измерениях считать точечным.

4.) Вычислить коэффициент перехода $K_{I \rightarrow P}$ от значений интенсивности, измеренной более чувствительным к излучению прибором СРП-88Н, к значениям мощности экспозиционной дозы, измеренной менее чувствительным к излучению, особенно в области малых величин мощности, прибором ДП-5В, где его шкала измерений существенно нелинейна. Пересчет коэффициента перехода произвести для усредненных значений величин $P_3(R_{\min})$ и $I(R_{\min})$, которые сравнительно велики по сравнению с величинами, измеренными при R , больших R_{\min} , и, поэтому, обладают большей точностью.

5.) Используя полученное значение $K_{I \rightarrow P}$, и усредненные измеренные значения $I(R)$, вычислить значения $P_3(R)$ для всех расстояний, указанных преподавателем, в том числе и для измерений естественного фона. Сравнить измеренное и вычисленное значения P_3 для фона, понять и объяснить возможное расхождение величин. Сравнить полученное значение P_3 для фона с приведенным выше значением, характерным для Днепропетровска.

6.) Проверить выполнение закона обратных квадратов для зависимости $I(R)$ и $P_3(R)$. Для точечного источника усредненные величины $I(R)$ и $P_3(R)$ очевидно должны убывать обратно пропорционально квадрату расстояния, асимптотически приближаясь к фоновым значениям.

7.) Вычислить значения активности Q препарата для измеренных и вычисленных величин $P_3(R)$ по каждому расстоянию. Найти среднее значение активности и оценить относительную ошибку измерения активности.

Выполнить перечисленные далее элементарные расчеты по радиационной безопасности при проведении работ с применяемым источником ионизирующих излучений. При выполнении расчетов использовать лимит дозы, определенный законом Украины не для профессионалов, а для всего населения, т.е. 1 мЗв за год дополнительно к дозе естественного радиационного фона. Исходить из продолжительности рабочего времени в году 1700 часов при 6-ти часовом рабочем дне. Возможным дополнительным техногенным и медицинским облучением, а также «неточечностью» человека на используемых при измерениях и расчетах небольших расстояниях от весьма слабого применяемого источника, пренебречь.

8.) Оценить полученную студентом при выполнении данной лабораторной работы эквивалентную дозу излучения от радиоактивного источника. Указать суть применяемых при этом упрощений в оценках величин. Сравнить полученную величину дозы с дозой, определяемой за это время лимитом дозы, установленным законом для всего населения (вычислить отношение).

9.) Оценить допустимую (по лимиту однодневной рабочей дозы) продолжительность рабочего дня с препаратом без защиты на заданном расстоянии от препарата. В силу малой активности применяемого в работе радиоактивного источника указанное заданное расстояние принять небольшим для получения «разумного» значения продолжительности рабочего дня (по производственной необходимости она может отличаться от 6 часов) и, соответственно, при этом пренебречь значительными размерами облучаемого тела, т.е. «неточечностью» человека (очевидно, что подобный расчет справедлив, если размеры облучаемого объекта малы по сравнению с расстоянием его от источника).

10.) Определить минимальное допустимое расстояние от препарата без защиты при 6-

часовом рабочем дне по лимиту однодневной рабочей дозы.

11.) С помощью таблицы, приведенной в конце инструкции, определить толщину необходимой свинцовой защиты, основываясь на лимите однодневной рабочей дозы при 6-часовом рабочем дне, при работе на заданном расстоянии от препарата, меньшем минимально допустимого (например, половина результата предыдущего пункта или другое подобное расстояние).

Глава 4. ПОРЯДОК ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТЫ

Оформление лабораторной работы должно соответствовать требованиям пункта 1 «Введения в физпрактикум».

1). **Порядок работы с дозиметром ДП-5В.** Убедившись, что ручка переключателя прибора ДП-5В стоит в положении «О» (прибор выключен) включить тумблер питания прибора ТЕС88 (сетевой шнур прибора должен быть включен в сеть 220В). Убедиться, что показания вольтметра и амперметра прибора соответствуют величинам 10В и около 1А. Включить прибор ДП-5В, поставив ручку переключателя прибора в положение «▼». Через несколько секунд электроника прибора войдет в режим и стрелка шкалы прибора установится в пределах зачерненной дуги, примерно посредине (прибор готов к измерениям). Измерение мощности экспозиционной дозы γ -излучения осуществляется на одном из поддиапазонов прибора, устанавливаемых ручкой его переключателя. Наиболее чувствительный диапазон « $\times 0,1$ » (крайнее положение по часовой стрелке, другие диапазоны прибора ДП-5В в данной лаб. раб. не используются). Отсчет показаний производится по верхней шкале электроизмерительного прибора (мР/ч – миллирентген/час) с последующим умножением на соответствующий коэффициент поддиапазона. Нижняя шкала (Р/ч) соответствует диапазону «200». Время установления показаний порядка 1 мин. (собственное время интегрирующего контура прибора). Поскольку процессы радиоактивного распада и регистрация ядерных излучений носят вероятностный характер, показания прибора флуктуируют – стрелка колеблется вокруг некоего среднего положения (заметно при внимательном наблюдении за поведением стрелки). Для определения этого среднего положения, т.е. измеряемой величины мощности дозы с достаточной степенью точности, необходимо произвести несколько (указано ниже) засечек положения стрелки («на глаз») и усреднить их. Интервал времени между засечками, очевидно, должен быть сравним с собственным временем прибора (принять его равным примерно 30 – 40 сек.).

2). **Порядок работы с радиометром СРП-88Н.** Включить радиометр, поставив переключатель «ПОРОГ» в положение «ИЗМ», а переключатель «ДИАПАЗОН» в положение «0,3», обеспечивающее нормальные измерения и при близком расположении источника излучения к блоку детектора, чтобы стрелка интенсиметра при этом не зашкаливала. Показания цифрового индикатора прибора в положениях «0,1» и «0,3» переключателя «ДИАПАЗОН» одинаковы. Время экспозиции измерения интенсивности при этом установлено разработчиком прибора равным 10 сек. Время считывания измеренных показаний прибора установлено разработчиком прибора равным 5 сек. Другие положения переключателей «ПОРОГ» и «ДИАПАЗОН» в данной лаб. раб. не используются. Цифровой индикатор периодически показывает количество зарегистрированных квантов излучения за данную экспозицию с определенным коэффициентом, предусмотренным разработчиком прибора. Целое число зарегистрированных импульсов получится умножением на 1000. Истинное число зарегистрированных импульсов излучения несущественно, так как показания прибора приводятся в относительных единицах. Среднее значение регистрируемой интенсивности в данном измерении определяется усреднением по нескольким (указано ниже) показаниям прибора.

3). Выполнить п. 1 экспериментальной части лабораторной работы с регистрацией всех необходимых величин в протоколе измерений и краткими пояснениями.

Установить рекомендованные выше положения ручек переключателей приборов ДП-5В и СРП-88Н на наиболее чувствительный диапазон, так как измеряются минимально возможные значения мощности экспозиционной дозы (интенсивности излучения). Примерно через минуту произвести **10 засечек** положения стрелки прибора ДП-5В по шкале с точностью, допускаемой

глазомером оператора, с указанным выше интервалом времени между засечками и одновременно показаний прибора СРП-88Н. Опыт показывает, что ошибка усредненного результата такого количества измерений позволяет получать данные, примерно соответствующие реальности. Убедиться в том, что измеренный уровень мощности экспозиционной дозы естественного фона прибора ДП-5В примерно согласуется с приведенными выше литературными данными (обратить внимание на единицы измерения), хотя имеют место очевидные соображения о большой ошибке измерения малых величин. Согласовать полученное значение фона с преподавателем.

4). Выполнить п. 2 экспериментальной части лабораторной работы с регистрацией всех необходимых величин в протоколе измерений и краткими пояснениями.

Получить у преподавателя препарат радиоактивного изотопа для данной лабораторной работы. Положение самого «точечного» источника R_{\min} для дозиметра ДП-5А и радиометра СРП-88Н уточнить у преподавателя. После установки радиоактивного препарата на заданном расстоянии от датчика дозиметра и радиометра порядок измерения величины мощности экспозиционной дозы и интенсивности излучения такой же, как и для естественного фона (10 засечек). При зашкаливании прибора (что возможно при соответствующем источнике для малых расстояний) перейти на менее чувствительный диапазон.

5). Выполнить п. 3 экспериментальной части лабораторной работы с регистрацией всех необходимых величин в протоколе измерений и краткими пояснениями.

Выполнить измерения интенсивности $I(R)$ излучения препарата для указанных преподавателем значений расстояний из набора: $R=10; 15; 20; 30; 40; 50$ (расстояния в сантиметрах между источником и центром сцинтилляционного кристалла выносного датчика прибора СРП-88Н). Порядок измерения интенсивности излучения такой же, как и для естественного фона (10 засечек) для каждого расстояния. Отметим, что средние значения измеряемых при этом величин должны, очевидно, уменьшаться с ростом расстояния и хотя бы незначительно превышать уровень естественного фона (при необходимости повторить измерения с увеличением количества усредняемых величин). На этом необходимые измерения в данной лабораторной работе закончены. Сдать радиоактивный источник (препарат) преподавателю.

6). Выполнить п.п. 4, 5 и 6 экспериментальной части лабораторной работы. Все необходимые вычисления и графики отразить в отчете по лабораторной работе. При возможности соответствие $I(R)$ и R^2 закону обратных квадратов проверить на компьютере методом наименьших квадратов. Кратко обсудить в отчете по лабораторной работе соответствие полученных значений величин и графиков физическим моделям изучаемых явлений.

7). Выполнить п. 7 экспериментальной части лабораторной работы. При вычислении активности радиоактивного препарата учесть измеренный естественный фон. Обсудить вклад различных причин в ошибку измерений. Все необходимые вычисления отразить в отчете по лабораторной работе. В лабораторной работе используется изотоп Co^{60} с энергией испускаемых γ -квантов $E_\gamma = 1,25$ МэВ (приблизительно). Значение полной ионизационной постоянной для этого изотопа $k_\gamma = 12,93$ Р·см²/(ч·мКи).

8). Выполнить п.п. 8, 9, 10, 11 экспериментальной части лабораторной работы с определением всех требуемых величин и краткими пояснениями в оформлении работы. Необходимые для расчетов величины расстояний выбрать самостоятельно из соображений разумности и здравого смысла. Таблица для расчета толщина защиты из свинца (в мм) в зависимости от энергии γ -квантов и данной кратности ослабления расположена ниже.

9). Выключить все используемые в лабораторной работе приборы (дозиметр, радиометр и блок питания). Привести в порядок рабочее место. Проверить сдачу радиоактивного источника преподавателю.

10). Оформить лабораторную работу и отчитаться по ней перед преподавателем.

Толщина защиты из свинца (в мм)
в зависимости от энергии γ -квантов и данной кратности ослабления.

Е γ , МэВ	Кратность ослабления защиты из свинца														
	1,5	2	5	8	10	20	30	40	50	60	80	100	200	500	1000
0,10	0,5	1,0	2,0	2,0	3,0	3,0	3,5	4,0	4,0	4,5	4,5	5,0	6,0	6,5	7,0
0,20	1,0	2,0	4,0	5,0	5,5	6,0	7,0	8,0	8,5	9,0	10,0	10,0	12,5	13,0	15,0
0,30	1,5	3,0	6,0	8,0	9,0	11,0	11,5	13,0	14,0	14,5	15,5	16,0	19,0	22,0	24,0
0,40	2,0	4,0	9,0	11,0	13,0	15,0	17,0	18,0	19,5	20,5	21,5	23,0	26,0	31,0	33,0
0,50	2,5	5,0	11,0	15,0	16,0	20,0	23,0	24,0	26,0	27,0	28,0	30,0	34,0	40,0	44,0
0,60	3,0	7,0	15,0	19,5	21,0	26,0	30,0	31,0	32,5	34,5	37,0	38,5	44,0	51,0	57,0
0,70	4,0	8,0	19,0	23,5	26,0	32,5	36,5	38,0	39,5	42,0	45,0	47,0	53,0	61,0	69,5
0,80	6,0	10,0	22,0	28,0	30,5	38,5	43,0	45,0	46,0	49,5	53,0	55,0	63,0	72,0	81,0
0,90	7,0	11,5	25,0	32,0	35,0	44,0	49,5	52,0	53,0	56,0	60,0	63,0	72,0	82,0	92,0
1,00	8,0	13,0	28,0	35,0	38,0	49,0	55,0	58,0	60,0	63,0	67,0	70,0	80,0	92,0	102,0
1,25	9,5	15,0	34,0	42,0	45,0	58,0	65,0	68,5	72,0	75,0	80,0	84,5	96,5	113,0	123,0
1,50	11,0	17,0	38,0	48,0	51,0	66,0	73,0	78,0	82,0	85,0	92,0	96,5	111,0	129,0	141,0
1,75	12,0	18,5	41,0	52,5	56,0	72,0	80,0	86,0	90,0	95,0	101,0	106,0	122,0	142,0	155,0
2,00	12,0	20,0	43,0	55,0	59,0	76,0	85,0	91,0	96,0	101,0	107,0	113,0	129,0	150,0	165,0
2,20	12,0	20,0	44,0	57,0	61,0	78,0	88,0	94,0	100,0	104,0	111,0	117,0	134,0	154,0	170,0
3,00	13,0	21,0	46,0	59,0	65,0	83,0	93,0	100,0	106,0	110,0	117,0	122,0	140,0	163,0	186,0
4,00	12,0	20,0	45,0	58,0	64,0	82,0	92,0	99,0	105,0	109,0	116,0	121,0	138,0	161,0	178,0

Примечание к таблице.

Рассмотрение данных таблицы соответствует на первый взгляд очевидному соображению об увеличении толщины защитного слоя свинца как при росте кратности ослабления, так и при возрастании энергии γ -квантов. Совпадение толщины защитного слоя в некоторых случаях различной кратности при малых энергиях квантов вызвано тем, что все значения толщины защитного слоя в таблице представлены с точностью 0,5 мм и меньшая разница в этой величине в таблице не показана. Уменьшение толщины защитного слоя при изменении энергии γ -квантов от 3-х до 4-х МэВ для всех кратностей ослабления вызвано особенностями взаимодействия γ -квантов с веществом, кратко описанными в п. 3.2 «Введения в физпрактикум» (попробуйте самостоятельно объяснить это явление) [18].