

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего образования
«Государственный аграрный университет Северного Зауралья»

А. М. Окунев

ДОЗИМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ

Учебно-методическое пособие



МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Федеральное государственное бюджетное образовательное
учреждение высшего образования

«ГОСУДАРСТВЕННЫЙ АГРАРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ
СЕВЕРНОГО ЗАУРАЛЬЯ»

ИНСТИТУТ БИОТЕХНОЛОГИИ И ВЕТЕРИНАРНОЙ МЕДИЦИНЫ

Кафедра незаразных болезней сельскохозяйственных животных

А. М. Окунев

**ДОЗИМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ
И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ
В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ**

Учебно-методическое пособие

Текстовое (символьное) электронное издание

Редакционно-издательский отдел ГАУ Северного Зауралья

Тюмень 2024

© А. М. Окунев, 2024

© ФГБОУ ВО ГАУ Северного Зауралья, 2024

ISBN 978-5-98346-183-3

УДК 539.1.04:614.876:631
ББК 31.42:40.08

Рецензенты:

профессор кафедры анатомии и физиологии, Институт биотехнологии и ветеринарной медицины, ФГБОУ ВО ГАУ Северного Зауралья, доктор сельскохозяйственных наук А. Б. Саткеева;

научный сотрудник лаборатории энтомологии и дезинсекции, ВНИИВЭА – филиал ТюмНЦ СО РАН, кандидат биологических наук Е. И. Сивкова

Окунев, А. М.

Дозиметрия ядерных излучений и радиационная безопасность в сельском хозяйстве : учебно-методическое пособие / А. М. Окунев. – Тюмень : ГАУ Северного Зауралья, 2024. – 56 с. – URL: <https://www.gausz.ru/nauka/setevye-izdaniya/2024/okunev.pdf>. – Текст : электронный.

Учебно-методическое пособие «Дозиметрия ядерных излучений и радиационная безопасность в сельском хозяйстве» предназначено для обучающихся по направлениям подготовки: 36.05.01 Ветеринария, 36.03.01 Ветеринарно-санитарная экспертиза, 35.03.03 Агрохимия и агропочвоведение, 35.03.07 Технология производства и переработки сельскохозяйственной продукции очной и заочной форм обучения.

Учебно-методическое пособие рекомендовано к изданию методической комиссией Института биотехнологии и ветеринарной медицины ФГБОУ ВО ГАУ Северного Зауралья (протокол № 3 от «27» ноября 2024 года).

Текстовое (символьное) электронное издание

© А. М. Окунев, 2024
© ФГБОУ ВО ГАУ Северного Зауралья

Содержание

Введение	4
Тема 1. Дозиметрия ядерных излучений	6
1.1. Понятие о дозиметрии и дозах.....	6
1.2. Принципы расчета доз от внешних и внутренних источников излучения.....	13
Контрольные вопросы.....	17
Примеры и задачи на определение доз облучения животных.....	17
Тема 2. Методы и средства обнаружения и регистрации ядерных излучений	19
2.1. Устройство и работа ионизационных детекторов	19
2.2. Устройство и работа люминесцентных детекторов	24
2.3. Устройство и работа фотографических, калориметрических и химических детекторов	26
Контрольные вопросы.....	30
Тема 3. Приборы дозиметрического контроля	31
3.1. Общие сведения о приборах и их классификация.....	31
3.2. Порядок работы на дозиметрах и оценка дозиметрических данных.....	32
Контрольные вопросы.....	37
Тема 4. Основы радиационной безопасности и организация работы с радиоактивными веществами	39
4.1. Краткое содержание документов, регламентирующих радиационную безопасность в Российской Федерации.....	39
4.2. Правила работы с закрытыми и открытыми источниками излучений.....	43
4.3. Радиологические лаборатории и требования безопасности предъявляемые к ним.....	45
4.4. Хранение, учет и перевозка радиоактивных препаратов.....	48
4.5. Методы утилизации радиоактивных отходов и дезактивации различных рабочих поверхностей, кормов и тела животных.....	49
Контрольные вопросы.....	54
Рекомендуемая литература.....	54

ВВЕДЕНИЕ

Быстрое развитие ядерной энергетики и широкое внедрение источников ионизирующих излучений в различных областях науки, техники и отраслях народного хозяйства создали потенциальную угрозу радиационной опасности для человека и животных. Поэтому вопросы защиты от ионизирующих излучений (или радиационная безопасность) превращаются в одну из важнейших проблем при использовании радиационных технологий в различных производствах.

Ядерные излучения, радиоактивные изотопы и радиационная техника нашли применение и в сельском хозяйстве. В этой связи, аграрные специалисты должны знать не только свойства ионизирующих излучений, методы и средства их обнаружения и регистрации, но и основы безопасного использования атомной техники в сельскохозяйственном производстве.

Дозиметрический контроль в аграрном секторе является неотъемлемой составной частью радиационной безопасности населения, оценка которой осуществляет мониторинг выполнения установленных нормативов, выявляет и устраняет источники повышенной радиации, учитывает факторы радиационного воздействия на человека и животных, принимает меры по его уменьшению до минимально возможных значений.

Целью настоящего пособия является формирование у обучающихся базовых знаний в области радиационной защиты человека и животных. Материалы пособия знакомят студентов с нормами радиационной безопасности и санитарными правилами работы с радиоактивными веществами и ионизирующими излучениями, со спецификой защиты от внешнего и внутреннего облучения, с дозиметрией ядерных излучений и эксплуатацией основных типов дозиметрических приборов, с правилами утилизации радиоактивных отходов, а также методами дезактивации средств индивидуальной защиты человека, помещений, сельскохозяйственного и лабораторного оборудования, кормов и животных.

Учебно-методическое пособие состоит из четырех тем. В первой дана характеристика основных видов доз и единицы их измерений, особенности расчета доз при внешнем и внутреннем облучении биологических объектов. Во второй теме описаны методы обнаружения и регистрации ядерных излучений, дана характеристика основных видов детекторов радиации. Третья тема посвящена изучению устройства и работы дозиметрических приборов, правилам их эксплуатации. В четвертой теме рассматриваются вопросы радиационной безопасности при работе с источниками ионизирующих излучений на основе нормативных документов (НРБ-99 и ОСПОРБ-99).

Во всех темах уделяется внимание изучению дополнительной литературы, закреплению материала по представленным вопросам, примерам и задачам, усвоению и отработке студентами практических навыков и приёмов работы с дозиметрической аппаратурой и защитной техникой.

Тема 1. ДОЗИМЕТРИЯ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ

1.1. Понятие о дозиметрии и дозах

Дозиметрия – это раздел прикладной ядерной физики, в котором изучают действие ионизирующего излучения (ИИ) на вещество, а также методы и средства его качественного и количественного измерения. Назначение дозиметрии – определение дозы излучения в различных объектах внешней среды и, особенно, в тканях живых организмов. Для достижения этой цели используют различные инструментальные и расчетные методы. Количественное определение дозы излучения, действующей на живой организм, необходимо для выявления, оценки и предупреждения возможной радиационной опасности для организма человека и животных.

Важным аспектом применения дозиметрии является охрана окружающей среды, в том числе сельскохозяйственной сферы, в которой имеются радиоактивные загрязнения, связанные с рассеянием природных и искусственных радионуклидов. Дозиметрический контроль окружающей среды позволяет делать прогноз радиационной обстановки, что особенно важно в аграрной сфере, где сосредоточены большие биологические ресурсы, производство кормов и продуктов питания.

Основной задачей дозиметрии является измерение и расчет дозы излучения и её мощности для исключения облучения людей выше предельно допустимых норм, а также животных. Вопросы дозиметрии возникают при любых видах использования ионизирующих излучений в растениеводстве и животноводстве и при организации сельскохозяйственного производства на территориях, загрязненных радиоактивными веществами (РВ).

Доза излучения – есть количество ионизирующего излучения, поглощенное в единице массы или объема среды. Различают три основных вида доз: экспозиционную, поглощенную и эквивалентную.

Величина, характеризующая ионизационную способность рентгеновских и гамма-лучей в воздухе, называется *экспозиционной (физической) дозой* излучения (X). За единицу экспозиционной дозы в международной системе

единиц (СИ) принят кулон на килограмм (Кл/кг), т.е. такое количество фотонного излучения, при котором сопряженная корпускулярная эмиссия в килограмме сухого воздуха производит ионы, несущие заряд в один кулон электричества каждого знака. На практике применяют внесистемную единицу – рентген (Р). Рентген- это такое количество электромагнитного излучения, которое способно в 1куб.см воздуха при температуре 0°С и давлении 760 мм рт. столба образовывать ионы, несущие заряд в 1 электростатическую единицу количества электричества каждого знака. В этом случае образуется $2,1 \times 10^9$ пар ионов, на образование которых расходуется энергия $7,08 \times 10^4$ МэВ. Нередко применяют производные единицы рентгена: миллирентген (мР) $1\text{мР} = 10^{-3}\text{Р}$ и микрорентген (мкР) $1\text{мкР} = 10^{-6}\text{Р}$. $1\text{Р} = 10^{-4}\text{Кл/кг}$.

Рентген и выраженная им доза излучения – это лишь мера количества самого излучения. Доза, выраженная в рентгенах, ничего не говорит о количестве энергии излучения, поглощенной в объекте облучения. Для характеристики поглощенной энергии излучения введено понятие поглощенной дозы.

Поглощенная доза (D) – есть величина, равная энергии любого вида ИИ, поглощенной в единице массы облучаемого вещества. За единицу поглощенной дозы в международной системе единиц (СИ) принят джоуль на килограмм (Дж/кг), т.е. такая поглощенная доза, при которой в 1 кг массы облученного вещества поглощается 1 Дж энергии излучения. Этой единицы присвоено собственное наименование – грей (Гр). Внесистемной специальной единицей поглощенной дозы является рад (radiation absorbed dose), равный поглощению 0,01 Дж в 1 кг любого облучаемого вещества или 100 эрг/г. Производными единицами рад являются миллирад (мрад), равный 10^{-3} рад и микрорад (мкрад), равный 10^{-6} рад.

Между экспозиционной дозой излучения (X), выраженной в рентгенах и поглощенной дозой (D), измеренной в радах, существует соотношение $D=X \times f$. Коэффициент f – это энергетический эквивалент рентгена. Он зависит от плотности и химического состава вещества, а также от энергии излучения. Для

разных сред этот коэффициент имеет разные значения. Например, для воздуха этот коэффициент равен 0,88, для воды – 0,90, для мягких тканей животных и человека – 0,92, для костных тканей – 2-4,5, для целостного организма – 0,96. Экспозиционная доза неприменима для измерения других видов ионизирующего излучения. В этих случаях непосредственно измеряют поглощенную дозу в греях (радах) специальным дозиметром или измеряют флюенс – Φ и затем определяют дозу по формуле (1):

$$D \text{ (рад)} = K_{\text{экв.}} \times \Phi \text{ (част./см}^2\text{)}, \quad (1)$$

где $K_{\text{экв.}}$ – коэффициент эквивалентности, который зависит от состава среды, вида излучения и его энергии;

Φ – число частиц, проходящих через единицу площади сечения элементарной сферы.

В радиобиологии необходимо контролировать биологическое действие излучений на человека, животных, растения. Следует отметить, что задача перехода от физической дозиметрии (экспозиционная и поглощенная дозы) к биологической очень сложная. Это связано с тем, что на различные клетки, ткани, органы и физические функции живого организма разные виды и дозы излучения действуют неодинаково. Поэтому радиобиологические эффекты являются сложными функциям количества (доза) и качества (вид и энергия) излучения, а также времени облучения биологического объекта.

Считается, что разность биологического действия излучений соответствует различиям в их средних ЛПЭ (линейная передача энергии, кэВ/мкм) и ЛПИ (линейная плотность ионизации, п/мкм). В этой связи введено понятие относительной биологической эффективности (ОБЭ). Условной мерой ОБЭ данного вида излучения служит так называемый коэффициент качества (КК) излучения, который определяется как отношение средних ЛПЭ (ЛПИ) для данного и образцового (рентгеновского, $E=200\text{кэВ}$) излучений. Коэффициент ОБЭ (или взвешивающий коэффициент радиационного воздействия, W_R , который зависит от вида и энергии излучения) показывает во сколько раз биологический эффект данного вида излучения больше радиобиологического

эффекта образцового излучения при одной и той же поглощенной дозе. Средние значения коэффициентов ОБЭ (W_R) для разных видов излучений приведены в таблице 1.1.

Таблица 1.1 - Взвешивающие коэффициенты W_R (ОБЭ) для разных видов излучений

Вид излучения	Коэффициент, Зв/Гр
Рентгеновское, γ - и β -излучение	1
Нейтроны с энергией меньше 20 кэВ	3
Нейтроны с энергией 0,1-10 МэВ	10
Протоны с энергией меньше 10 МэВ	10
α -излучение с энергией меньше 10 МэВ	20
Тяжелые ядра отдачи	20

В этой связи, для характеристики количества излучения, поглощенного в биологической ткани, вводится понятие биологического эквивалента рада (бэр), т.е. биологическая доза или эквивалентная. Бэр – это такая доза любого вида излучения, которая по своему биологическому действию эквивалентна поглощенной дозе в 1 рад образцового излучения. *Эквивалентная (биологическая) доза* в бэрах численно равна произведению поглощенной дозы на коэффициент ОБЭ: $H = D \times W_R$. В системе СИ мерой эквивалентной дозы является Зиверт (Зв) – это такая доза любого вида излучения, поглощенная в 1 кг биологической ткани, которая создает такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр фотонного излучения. $1 \text{Зв} = 100 \text{сЗв} = 100 \text{бэр} = 1 \text{Гр} \times \text{ОБЭ}$. Коэффициент ОБЭ позволяет осуществлять переход от физической поглощенной дозы к биологической. Если объект подвергается смешанному облучению, то производится суммирование всех эквивалентных доз каждого вида излучения, входящего в состав смешанного: $\Sigma H = H_\gamma + H_\beta + H_i$.

Часто в радиобиологических экспериментах исследователя интересует не только доза, но и время, в течение которого она получена. Поэтому для

характеристики распределения дозы по времени вводится понятие мощности дозы излучения. *Мощность дозы* (интенсивность облучения) – приращение соответствующей дозы под воздействием данного излучения за единицу времени: $P=D/t$, где P – мощность дозы, D – доза, создаваемая за время t . Имеет размерность соответствующей дозы (эквивалентной, поглощенной, экспозиционной), делённую на единицу времени. Допускается использование различных специальных единиц (например, Зв/час, бэр/мин, мЗв/год и др.).

Для характеристики полного количества поглощенной энергии в отдельных участках ткани или органах в клинической дозиметрии используют понятие «интегральная доза излучения». Под *интегральной дозой* понимают полное количество энергии, поглощенной в облучаемом объекте: $D_i = D \times g$. Единицей интегральной дозы служит рад-грамм (рад-г), равный 100 эргам. Эти расчеты имеют важное значение при определении интегральной дозы облучения для отдельного органа или опухоли с целью лучевой терапии.

Эффективная доза (E) — величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности: $E=N \times W_T$. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты (W_T). Одни органы и ткани человека более чувствительны к действию радиации, чем другие. Например, при одинаковой эквивалентной дозе возникновение рака в легких более вероятно, чем в щитовидной железе, а облучение половых желез особенно опасно из-за риска генетических повреждений. Поэтому дозы облучения разных органов и тканей следует учитывать с разным коэффициентом, который называется коэффициентом радиационного риска. Умножив значение эквивалентной дозы на соответствующий коэффициент радиационного риска и просуммировав по всем тканям и органам, получим эффективную дозу, отражающую суммарный эффект для организма.

Таблица 1.2 - Значения взвешивающих коэффициентов (W_T) или коэффициентов радиационного риска для оценки эффективной дозы в различных органах и тканях

Органы и ткани	W_T , Зв/Гр	Органы и ткани	W_T , Зв/Гр
Гонады	0,20	Печень	0,05
Костный мозг (красный)	0,12	Пищевод	0,05
Толстый кишечник	0,12	Щитовидная железа	0,05
Легкие	0,12	Кожа	0,01
Желудок	0,12	Клетки костных поверхностей	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Грудная железа	0,05
Остальные ткани	0,05	Весь организм	1,00

Взвешенные коэффициенты устанавливают эмпирически и рассчитывают таким образом, чтобы их сумма для всего организма составляла единицу. Единицы измерения эффективной дозы совпадают с единицами измерения эквивалентной дозы (Зв, бэр). Эффективная и эквивалентная дозы – это нормируемые величины, то есть, величины, являющиеся мерой ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков.

Значение эффективной дозы (E) понятно из следующего примера. Предположим, что в силу каких-то обстоятельств один человек получил дозу в 2 сЗв (2 бэра) на все тело, второй 10 сЗв на легкие, третий 20 сЗв на щитовидную железу. В каком случае риск неблагоприятных отдаленных последствий будет наибольшим? Расчеты показывают (коэффициенты W_T берем из таблицы 1.2), что в первом случае E будет равна 2 (2×1), во втором – 1,2 ($10 \times 0,12$), в третьем – 1 сЗв ($20 \times 0,05$). Следовательно, равномерное облучение всего тела в дозе два бэра (сЗв) обусловит риск возникновения стохастических радиационных эффектов в 2 раза больший, чем облучение щитовидной железы в дозе 20 сЗв (20 бэр).

Подсчитав индивидуальные эффективные дозы, полученные отдельными людьми, можно прийти к коллективной дозе: сумме индивидуальных эффективных доз в данной группе людей за данный промежуток времени.

Коллективную дозу можно подсчитать для населения отдельной деревни, города, административно-территориальной единицы, государства и т. д. Её получают путем умножения средней эффективной дозы на общее количество людей, которые находились под воздействием излучения. Единицей измерения коллективной дозы является человеко-зиверт (чел.-Зв.), внесистемная единица: человеко-бэр (чел.-бэр).

Таблица 1.3 - Основные виды доз и единицы их измерения

Наименование и обозначение дозы	Единицы измерения		Соотношение между единицами	Мощность дозы излучения
	СИ	Внесистемные		
Экспозиционная (X)	Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р)	1Кл/кг = 3876Р	Ампер на кг (А/кг); Рентген на час (Р/ч)
Поглощенная (D)	Грей (Гр), Дж/кг	рад (рад)	1Гр = 100рад	Грей на час (Гр/ч); рад на час (рад/ч)
Эквивалентная (H)	Зиверт (Зв)	бэрад (бэр)	1Зв = 100бэр	Зиверт на час (Зв/ч); бэрад на час (бэр/ч)
Эффективная (E)	Зиверт (Зв)	бэрад (бэр)	1Зв = 100бэр	Зиверт на год (Зв/г)
Интегральная (Di)	Джоуль (Дж)	рад-г	1Дж = 10 ⁵ рад-г	-

Для определения безопасных условий работы с источниками ионизирующих излучений было введено понятие предельно допустимой дозы облучения (ПДД). ПДД – это такое количество излучения от внешнего или внутреннего источника, которое воздействуя на организм, не вызывает в нем патологических изменений. В санитарных нормах (ОСПОРБ-99) для профессионалов группы А она установлена на уровне 7мбэр/день и до 2 бэр (20мЗв) в год. Допустимая мощность дозы излучения в помещениях

постоянного пребывания персонала группы А составляет 12мкЗв/ч (1200мкР/ч), для группы Б – 2,5мкЗв/ч (250мкР/ч).

Смертельные и опасные дозы для человека и с.-х. животных. При однократном равномерном облучении всего тела и неоказании специализированной медицинской (ветеринарной) помощи смерть в результате острой лучевой болезни наступает в 50 % случаев: при дозе порядка 3 – 5 Гр из-за повреждения костного мозга в течение 30 – 60 суток; 10 – 15 Гр из-за повреждения желудочно-кишечного тракта и лёгких в течение 10 – 20 суток; >15 Гр из-за повреждения нервной системы в течение 1 – 5 суток.

Величины LD₅₀ в живой природе различаются довольно значительно даже в пределах одного вида (например, у мышей разных линий, у разных пород скота). Определенное влияние на степень радиочувствительности оказывает и индивидуальная реактивность организмов. Известно, что чем выше уровень биологической организации вида, тем выше его радиочувствительность (за некоторым исключением). Наименьшая резистентность к облучению отмечается у высших животных и человека.

Таблица 1.4 - Дозы γ -излучения (LD₅₀), вызывающие 50%-ную смертность у различных биологических видов

Биологический вид	Доза, Гр.	Биологический вид	Доза, Гр.
Овца	1,5 – 2,5	Кролик	9,0 – 10,0
Осел	2,0 – 3,8	Хомяк	9,0 – 10,0
Собака	2,5 – 3,0	Птицы	8,0 – 20,0
Человек	2,5 – 3,5	Рыбы	8,0 – 20,0
Обезьяны	2,5 – 6,0	Змеи	80,0 – 200,0
Мыши	6,5 – 15,0	Насекомые	10,0 – 100,0
Крысы	7,0 – 9,0	Растения	10,0 – 1500,0
Бактерии	300 – 2000	Вирусы	40 ³ – 80 ³

1.2. Принципы расчета доз от внешних и внутренних источников излучения

При внешнем гамма-облучении биологических объектов и в других случаях, когда нужно рассчитать экспозиционную дозу или произвести расчет средств защиты, важно знать не активность источника излучения, выраженную

в кюри или беккерелях, а мощность его гамма-излучения, которое создается радионуклидом в определенных условиях. Мощность гамма-излучения любого источника можно измерить путем сравнения с гамма-излучением радия (эталон). Если активность источника выражена в мг-экв.радия, то формулы мощности (P) и дозы (X) будут иметь следующие выражения:

$$P=M \times 8,4/R^2, \quad (2)$$

$$X=P \times t = X = \frac{M \times 8,4 \times t}{R^2}, \quad (3)$$

где X – доза излучения в рентгенах(P);

P – мощность дозы (P/ч);

M – активность источника (мг-экв.радия);

8,4 – гамма-постоянная радия: величина, показывающая какую мощность дозы излучения в P/ч создает точечный источник радия (1мг) активностью 1мКи на расстоянии в 1см;

R – расстояние от источника излучения до объекта облучения.

Если активность препарата выражена в единицах кюри и известна его гамма-постоянная (K_γ), то можно использовать следующие формулы для определения дозы (X) и её мощности (P):

$$P=A \times K_\gamma / R^2, \quad (4)$$

$$X= P \times t = X = \frac{K_\gamma \times 8,4 \times t}{R^2}, \quad (5)$$

где A – активность, выраженная в мКи;

K_γ – постоянная данного изотопа, P/ч.

Вышеуказанные формулы могут использоваться для расчета безопасных условий работы с источниками излучений, для защиты временем и расстоянием.

Динамика накопления поглощенной дозы от излучения радионуклидов, находящихся внутри организма, определяется кинетикой поступления

радионуклида и его выведения из тела. Общая доза складывается из дозы, полученной в процессе поступления радиоактивного вещества в организм и дозы, полученной уже после прекращения его поступления в организм. При радиотерапии доза, полученная пациентом, зависит от времени, в течение которого он получал радиофармацевтический препарат и времени, прошедшего после прекращения лечения. Кинетика накопления дозы будет отличаться в случае однократного одномоментного поступления радионуклида в организм (например, при инъекции) и в случае хронического длительного поступления вещества в организм (с пищей и водой). Доза внутреннего облучения человека или животного, в том и другом случае, будет зависеть от количества радиоактивного вещества, попавшего в организм, а также от вида излучения и его энергии. При постоянной концентрации радионуклида (α - или β -излучателя) через определенный отрезок времени, после однократного поступления его в организм, поглощенная доза в критическом органе может быть рассчитана по формуле (6):

$$D = 5,12 \times 10^7 \times C E t, \quad (6)$$

где D – тканевая доза, рад;

C – концентрация нуклида, кюри/г;

E – средняя энергия частиц, МэВ;

t – время облучения, суток;

$5,12 \times 10^7$ – постоянный коэффициент.

Хроническая тканевая доза, создаваемая в органе α - или β -излучателем может быть вычислена по формуле (7):

$$D = k C E t, \quad (7)$$

где k – константа при выборе удельной активности изотопа и мощности дозы;

C – концентрация радионуклида в теле, Бк/г;

E – средняя энергия частиц, МэВ;

t – время облучения, суток.

При выборе активности изотопа в Бк/г и мощности дозы в рад/ч, константа k будет равна $5,76 \times 10^{-5}$.

При проведении контроля степени облучения сельскохозяйственных животных необходимо определять дозы внутреннего облучения, это позволяет проводить количественную и качественную оценку состояния здоровья животных, а также выявить и предупредить возможные лучевые поражения. Определить дозу, полученную в результате внутреннего облучения, можно только расчетным путем. При расчете необходимо учитывать, что радиоактивные изотопы, попадающие в организм, будут облучать его в течение всего времени нахождения в нем. Время нахождения радиоизотопа в организме определяется его эффективным периодом полувыведения – $T_{эфф.}$, который вычисляется по формуле (8):

$$T_{эфф.} = \frac{T_{физ.} \times T_{биол.}}{T_{физ.} + T_{биол.}}, \quad (8)$$

где $T_{эфф.}$ - показывает, за какое время количество радиоизотопов уменьшается в организме наполовину, в два раза; она зависит от периода полураспада радиоизотопа ($T_{физ.}$) и периода полувыведения из организма ($T_{биол.}$), т.е. времени, за которое выводится половина количества изотопа с экскрементами, потом и другими путями.

Поглощенная доза в организме животного за счет гамма-излучения, накапливающаяся от момента поступления изотопа до полного его распада, может быть рассчитана по следующей формуле (9):

$$D_{\gamma} = 0,032 \cdot K_{\gamma} \cdot A \cdot T_{эфф.}, \quad (9)$$

где D_{γ} – поглощенная доза облучения, рад;

0,032 – постоянный расчетный коэффициент поглощенных доз;

K_{γ} – гамма-постоянная радиоизотопа, Р/ч;

A – количество радиоизотопа в организме, мКи;

$T_{эфф.}$ – эффективный период полувыведения радиоизотопа из организма, час;

Поглощенная доза в организме животного за счет бета- или альфа-излучения, накапливающаяся от момента поступления радиоизотопа до полного его распада, может быть рассчитана по следующей формуле (10):

$$D_{\beta,\alpha} = 73,8 \cdot A \cdot E_{\beta,\alpha} \cdot T_{\text{эфф}}, \quad (10)$$

где $D_{\beta,\alpha}$ – поглощенная доза облучения, рад;

73,8 – постоянный расчетный коэффициент поглощенных доз;

A – количество радиоизотопа в организме, мКи;

E – средняя энергия бета- или альфа-частиц, Мэв;

$T_{\text{эфф}}$ – эффективный период полувыведения радиоизотопа из организма, час.

Контрольные вопросы

1. Дайте определение дозы и мощности излучения.
2. Виды доз и единицы их измерения.
3. Дайте характеристику коэффициентам f и $W_R(\text{ОБЭ})$, используемых для расчета поглощенной и эквивалентной доз соответственно.
4. Понятие о предельно допустимой дозе и мощности излучения.
5. Дайте определение активности элемента, выраженной в мГ-экв.-радия
6. Какие формулы можно использовать для расчета безопасных условий работы с источниками гамма-излучения, для защиты временем и расстоянием?
7. Что такое эффективный период полувыведения радионуклида ($T_{\text{эфф}}$) из организма?
8. Какие данные необходимы для расчета доз внутреннего облучения организма?
9. Радиочувствительность биологических объектов.
10. Значение эффективной дозы для определения радиационного риска.

Примеры и задачи на определение доз облучения человека и животных

1. Определить поглощенную дозу рентгеновского излучения в костной ткани кролика, если экспозиционная доза равна: 3,0 и 15,0 Р.

2. Рассчитать эквивалентную дозу в организме овцы, полученную ей при нейтронном облучении, если поглощенная доза составила 25,0 мГр.
3. Вычислить суммарную эквивалентную дозу, полученную биологическим объектом от смешанного источника излучения, если поглощенные дозы составили: от гамма-излучения – 10 рад, бета-излучения – 1 рад, альфа излучения – 1 рад, быстрых нейтронов – 10 рад.
4. Рассчитать какую дозу получают мягкие ткани руки за 10 минут, если мощность экспозиционной дозы излучения в данном участке составляет 80 Р/мин.
5. На рабочем месте имеется радиоактивный препарат Со-60 активностью 10 мг-экв.радия. Какую дозу получит работник на расстоянии 0,5 м за 6 дней, если будет работать по 1 часу ежедневно?
6. Требуется определить экспозиционную дозу, создаваемую точечным источником гамма-излучения Со-60 активностью 10мКи на расстоянии 60см за 2 часа.
7. Определить безопасное расстояние, на котором может находиться работник персонала гр.А от источника излучения Cs-137 активностью 1 мг-экв.радия, работая по 6 часов в день.
8. В каком случае будет значительнее падение мощности гамма-излучения: при увеличении расстояния с 1 до 5 см или с 5 до 25 см?
9. Определить поглощенную дозу внутреннего облучения бычка гамма-квантами цезия-137 со средней энергией 0,662 МэВ, при поступлении в организм животного 10мКи активности, если $T_{эфф.}$ составил 22 дня.
10. Определить поглощенную дозу внутреннего облучения свиньи бета- частицами стронция-90 со средней энергией 1,36 МэВ, если в организм животного поступило 12 мКи вещества, а $T_{эфф.}$ составил 96 дней.

Тема 2. МЕТОДЫ И СРЕДСТВА ОБНАРУЖЕНИЯ И РЕГИСТРАЦИИ ЯДЕРНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Органы чувств человека не воспринимают радиоактивные излучения. Даже смертельные дозы излучения в момент облучения организма оказываются не чувствительными. Поэтому обнаружить, а тем более измерить количество таких излучений совсем не просто.

Ядерные излучения могут быть обнаружены и измерены по тем физическим и химическим процессам, которые происходят при взаимодействии излучения с веществом. Для регистрации излучений используют ионизационный, люминесцентный, фотохимический, калориметрический и химические методы. Взаимодействие излучений с веществом осуществляется в специальной части дозиметрического или радиометрического прибора, которая называется детектором.

2.1. Устройство и работа ионизационных детекторов

Наиболее доступным и удобным методом количественных измерений радиоактивных лучей оказался ионизационный, основанный на измерении заряда ионов, которые образуются в веществе под действием излучений. В качестве детекторов при этом методе используются ионизационные камеры, газоразрядные счетчики и полупроводниковые датчики.

Ионизационные камеры чаще применяются для регистрации проникающих видов излучений (рентгеновское, гамма- и нейтронное), но имеются проточные камеры, которые используют для регистрации альфа- и бета-излучения. По своей конструкции камера представляет собой газовый конденсатор, имеющий чаще всего цилиндрическую или шаровидную форму. Стенки камеры изготавливают из материалов, являющихся изоляторами (электростатический экран) и с внутренней стороны их покрывают проводящим слоем, например, из аквадага или графита. Этот слой служит высоковольтным катодом, а второй электрод (анод) – собирающий, имеет вид стержня,

введенного внутрь камеры. Между стенкой и стержнем имеется охранное кольцо (изолятор), которое изготавливают из янтаря, кварца, фторопласта или керамики. Заполняется камера воздухом и работает при напряжении 100-300 вольт (В). Ионизационные токи, в образовании которых участвуют все первичные ионы, даже при больших дозах чрезвычайно малы, порядка 10^{-12} – 10^{-9} ампер. Поэтому необходимо их усиление и затем измерение амперметром. Сила тока в приборе пропорциональна мощности излучения. Величина ионизационного тока зависит также от объема камеры. Для измерения больших доз излучения достаточно объема в несколько кубических сантиметров, а для малых доз необходимы камеры объемом в 0,5 – 5 л.

Газоразрядные счетчики по своей конструкции бывают цилиндрические и торцовые, а по принципу действия – пропорциональные и гейгеровские (счетчик Гейгера-Мюллера). Цилиндрический счетчик состоит из корпуса в виде трубки, по оси которого натянута нить из вольфрама (анод). Корпус счетчика (катод) изготавливают из алюминия, меди, нержавеющей стали и стекла (рис.2.1). На внутреннюю поверхность стеклянного корпуса наносят электропроводящий слой меди или графита. Торцовые счетчики также могут быть изготовлены из металла или стекла и имеют анодную нить, при этом с одного конца такого детектора имеется входное окно, которое закрывают очень тонкой слюдяной пластинкой или полимерной пленкой (4-10 микрон). Наполнителями счетчиков служат инертные газы, чаще смесь неона с аргоном. По своей конструкции торцовые счетчики служат в основном для регистрации альфа- и бета- частиц, а цилиндрические для рентгеновского, гамма- и нейтронного излучений.

Пропорциональные счетчики работают при напряжении 400-800 В. В образовании ионизационного тока в таком детекторе принимают участие все первичные ионы и вторичные ионы, возникающие в результате ударной газовой ионизации. Гейгеровские счетчики работают при напряжении 1200-2500 В. Здесь в образовании тока принимают участие все первичные ионы, вторичные ионы и электроны катода, выбитые из стенки детектора

положительными ионами атомов газа. Коэффициенты газового усиления в газоразрядных счетчиках составляют $10^3 - 10^{10}$. Величина ударной газовой ионизации находится в прямой зависимости от подаваемого на электроды напряжения.



Рисунок 2.1 - Газоразрядные счетчики цилиндрического типа

Необходимо отметить, что лавина отрицательных ионов (электронов) достигает нити анода за время 10^{-7} сек., после первичного акта ионизации газа излучением. Но более тяжелые положительные ионы движутся к катодной стенке медленнее и как бы заслоняют нить анода от электронов, тем самым прерывают процесс их поступления на анод. Этот промежуток времени называется *мертвым временем счетчика* и длится в среднем 10^{-4} сек. Чтобы свести к минимуму такие перерывы, т.е. вовремя прервать лавинную ионизацию в счетчике надо погасить разряд. По принципу гашения разряда детекторы делятся на самогасящиеся и несамогасящиеся.

В несамогасящихся счетчиках газовые разряды гасятся путем последовательного включения в электрическую схему прибора высокоомного сопротивления порядка 10^9 Ом. Однако такие устройства громоздки и их разрешающая способность низкая. В самогасящихся счетчиках газовый разряд

гасится внутри рабочего пространства детектора. Для этого к чистому инертному газу добавляют 10%-ную гасящую примесь органических многоатомных молекул спирта (этанол, метанол, пентанол). При работе такого счетчика количество примеси постепенно уменьшается за счет диссоциации молекул спирта, в результате чего изменяются свойства детектора и, в конечном итоге, он приходит в негодность. Хорошим заменителем паров спирта в самогасящихся счетчиках служат галогены (хлор, бром), которых добавляют к инертному газу всего 0,1%. Диссоциация молекул галогенов при гашении разряда – обратимый процесс, поэтому стабильность работы такого счетчика и его долговечность значительно выше.

Основными характеристиками газоразрядного счетчика являются: максимальная скорость счета или разрешающая способность, эффективность, счетная характеристика.

Разрешающая способность – это максимальная скорость счета, т.е. наибольшее число импульсов, которые могут возникнуть в счетчике за 1 секунду (мин.). Она зависит от длительности так называемого “мертвого времени”, в течение которого счетчик не способен ответить импульсом на влетевшую в него частицу.

Эффективность счетчика характеризует способность счетчика реагировать на то или иное излучение. Численно она равна отношению числа частиц, вызвавших импульсы, к общему числу частиц, попавших в рабочий объем счетчика за единицу времени. Обычно эффективность обозначают в процентах.

Счетная характеристика позволяет поставить счетчик в нормальный режим работы. Обычно она представляет собой график зависимости числа импульсов в единицу времени от напряжения на электродах (плато счетчика).

Для примера, основные параметры гейгеровского счетчика, используемого для регистрации альфа- и бета-частиц приведены в таблице 2.1.

Таблица 2.1 - Характеристика газоразрядного счетчика Т-25-БФЛ (торцовый самогасящийся счетчик Гейгера-Мюллера)

Название параметров	Количественные показатели
Протяженность плато, В	1300 – 1600
Рабочее напряжение, В	1400
Наклон плато	0,1% на каждые 150 В
Разрешающая способность, мин. ⁻¹	10 ⁵
Собственный фон, мин. ⁻¹	40
Эффективность счета, %	92

Принцип действия полупроводниковых детекторов аналогичен принципу действия ионизационных камер, только вместо газа между электродами находится полупроводник, в котором под действием ионизирующего излучения образуются носители зарядов. Результатом ионизации в полупроводнике является появление электронов в зоне проводимости и дырок (незаполненных вакансий) в валентной зоне в результате перехода электронов в зону проводимости, то есть происходит ионизация в твердом теле. Энергия, необходимая для образования пары электрон-дырка равна ~ 3 эВ, что примерно в десять раз ниже средней энергии образования пары ионов в газе (для воздуха – 34 эВ). К тому же плотность вещества полупроводникового детектора примерно в 1000 раз выше плотности газа в ионизационной камере, поэтому и поглощенная энергия в одинаковых условиях облучения в полупроводниковом детекторе на несколько порядков больше, чем в газовом. В этой связи, в одном и том же поле излучения чувствительность полупроводникового детектора и разрешающая способность будет на несколько порядков выше, чем газового детектора.

Полупроводниковые детекторы нашли широкое применение в течение последних десятилетий, в частности, для гамма- и рентгеновской спектрометрии и как детекторы частиц (рис.2.2). Практически используются полупроводниковые детекторы на основе кремния, германия-лития, телурида кадмия, поликристаллических сульфида и селенида кадмия и арсенида галлия.



Рисунок 2.2 - Полупроводниковый детектор гамма-излучения

2.2. Устройство и работа люминесцентных детекторов

Кроме ионизирующего действия излучение может вызывать свечение (люминесценцию) в некоторых веществах. Такие вещества называют люминофоры или сцинтилляторы. В качестве сцинтилляторов применяют неорганические и органические вещества в кристаллическом (йодистый натрий, сернокислый цинк, фтористый литий, стиблен, антрацен, полиметилметакрилат), жидком (раствор терфенила в ксилоле, дифенилоксазол и тетрафенилбутadiен в толуоле) и газообразном состоянии (ксенон, криптон, аргон, смесь ксенона и гелия). Сцинтилляторы, как детекторы используют вместе с фотоэлектронным умножителем (ФЭУ), который вспышки света преобразует в электрические импульсы. Мертвое время сцинтилляционных счетчиков составляет $10^{-8} - 10^{-15}$ с., что позволяет регистрировать излучение с большой плотностью потока частиц или гамма-квантов. Преимущество таких счетчиков заключается также в том, что амплитуда импульсов ФЭУ пропорциональна поглощенной энергии излучения в сцинтилляторе. Это позволяет использовать такие счетчики в спектрометрических приборах –

анализаторов спектров излучений. Измеряя энергию и интенсивность испускания частиц или гамма-квантов, можно идентифицировать радионуклиды в исследуемых препаратах и достаточно точно определить их абсолютную активность.

Регистрация нейтронов в сцинтиляционном счетчике производится путем счета протонов отдачи, возникающих при упругом рассеянии нейтронов на ядрах водорода. В качестве сцинтилятора используют неорганические кристаллы (ZnS-Ag). Такой детектор представляет собой равномерную взвесь кристаллов в водородосодержащей среде, например в оргстекле (рис. 2.3).

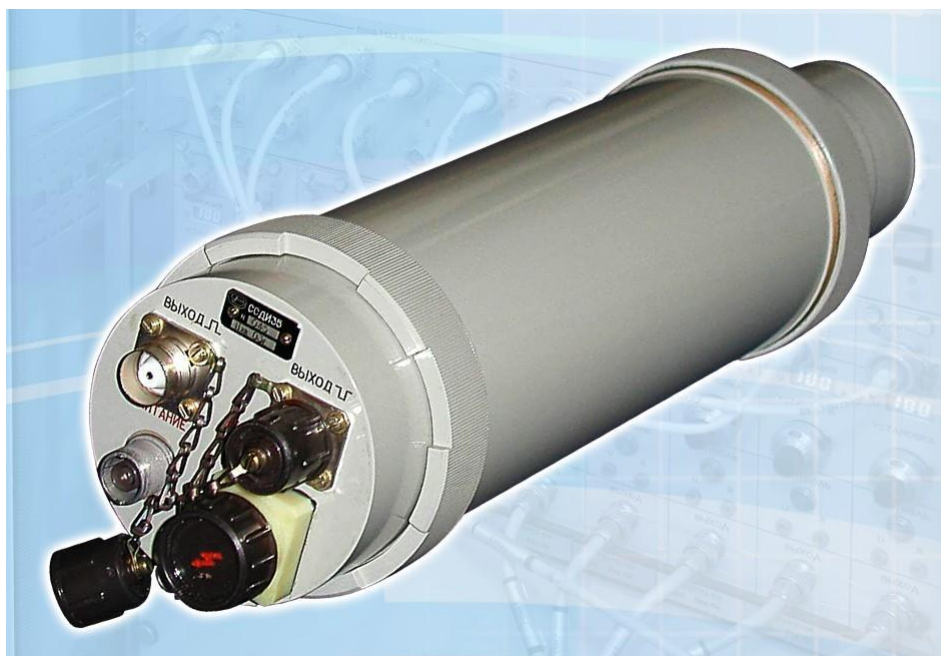


Рисунок 2.3 - Сцинтиляционный детектор нейтронов

В современных дозиметрах используют также термолюминесцентный метод регистрации излучений. Он основан на свойстве некоторых твердых сцинтиляторов аккумулировать поглощенную энергию ядерных излучений и сохранять её до момента измерения. Высвобождение накопленной энергии излучения в них происходит тоже в виде свечения, но только при термическом воздействии. Регистрация люминесценции осуществляется с помощью ФЭУ. В настоящее время лучшими веществами с термолюминесцентными свойствами

считаются поликристаллические люминофоры, такие как CaF_2Mn , CaSO_4Mn , LiF : активированный Mg , Cu , P . Например, для индивидуальной дозиметрии эквивалента дозы фотонного и нейтронного излучений используется ТЛД-детектор типа ДВГН-01 (на основе $\text{LiF}:\text{Mg,Ti}$). Диапазон измерения дозы составляет $20\text{мкЗв} \div 103\text{Зв}$, температура отжига кристаллов в муфельной печи – 400°C , количество циклов использования – не менее 500 (рис.2.4 а).

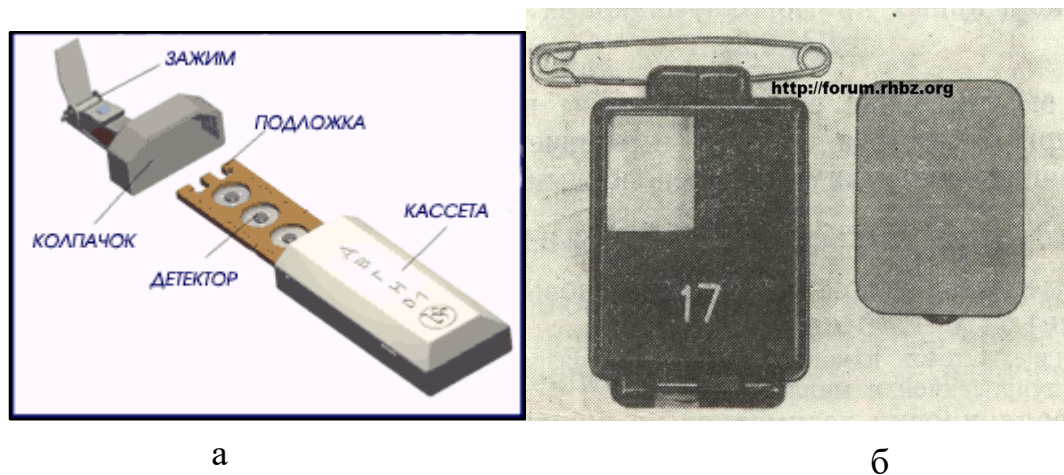


Рисунок 2.4 – Детекторы ядерных излучений

а – термолюминесцентный датчик фотонного и нейтронного излучений ДВГН-01; б – кассета с фотопленкой (детектор) из комплекта индивидуальных дозиметров ИФКУ

2.3. Устройство и работа фотографических, calorиметрических и химических детекторов

Фотографический метод, по существу, использовался первым для регистрации ядерных излучений. С его помощью Анри Беккерель в 1896 году открыл естественную радиоактивность урана. Этот метод основан на способности излучений, подобно видимому свету, разлагать галоидные соли серебра до восстановления металлического серебра. Такие соли используются в фотографии в качестве фотоэмульсии, нанесенной на полимерную основу. Количественное определение интенсивности излучения производится путем измерения фотометрами плотности почернения материала с фотоэмульсией в месте облучения. Таким образом можно определить дозу излучения, так как

между степенью почернения пленки и дозой имеется линейная зависимость в определенном диапазоне этой величины.

Фотографический метод регистрации излучений применяется в индивидуальной дозиметрии и в биологических исследованиях, где он называется – метод автордиографии. На основе этого метода работает прибор ИФКУ-1 (индивидуальный фотометрический контроль). Он регистрирует поглощённые дозы фотонного излучения в диапазоне от 0,05 до 2 рад и используется на практике в рентгеновских кабинетах для контроля набранных персоналом доз рентгеновского излучения (рис.2.4 б).

Для измерения больших доз ионизирующих излучений применяют калориметрический и химический методы, так как их чувствительность невысокая. Калориметрический метод основан на измерении с помощью специальных калориметров тепловой энергии, выделяющейся при поглощении энергии излучения в веществе. Преимуществом калориметрических детекторов является независимость от энергии частиц и квантов, простота конструкции и широкий диапазон измеряемых доз. В качестве мишеней излучений в таких детекторах используют вещества в газообразном, жидком (жидкий аргон, криптон) и твердом виде. В твердотельных калориметрах детектирующей средой в большинстве случаев является кремний. Плотность кремния примерно в 1000 раз больше, чем у газов, что позволяет строить более компактные устройства. Также используют углерод (графит), железо, медь, свинец (например, $PbWO_4$).



Рисунок 2.5 - Калориметрический датчик потока фотонного излучения IFM

Химические детекторы основаны на измерении выхода радиационно-химических реакций, протекающих под действием ионизирующего излучения. В настоящее время имеется большое число разнообразных химических детекторов. Вещества поглотители излучений могут быть газообразные, твердые и жидкие.

В газовом детекторе в качестве реактива используется закись азота N_2O . Под действием излучения в газовой среде образуются молекулярные азот, кислород и двуокись азота. При введении в закись азота двуокиси бора, лития и урана можно измерить поток нейтронов (ядерные реакции на нейтронах).

Применение в качестве химических детекторов некоторых прозрачных пластмасс (полистирол, полиметилметакрилат и др.), стекол (метафосфатные, силикатные со специальными добавками) основано на изменении их прозрачности (темнеют) или появлении окраски после их облучения. В качестве примера твердых химических детекторов можно привести поливинилхлоридные пленки, в состав которых вводят краситель. Под действием излучения происходит разложение поливинилхлорида и выделяется соляная кислота, которая, действуя на краситель, изменяет окраску пленки.

Из химических детекторов наибольшее распространение получили жидкостные детекторы. Ферросульфатный детектор, который представляет собой насыщенный раствор соли железо-сульфата ($FeSO_4$) в разбавленной

серной кислоте с добавлением роданистого калия (KSCN). Под действием излучения в растворе происходит радиолиз воды с образованием свободных радикалов H, OH⁻ и окислителей, которые окисляют двухвалентное железо (Fe²⁺) до трехвалентного железа (Fe³⁺) и вызывают реакцию между сульфатом железа и роданистым калием в результате чего в растворе образуются молекулы роданида железа (Fe(SCN)₃), которые дают красное окрашивание жидкости (от слабо розового до темно-вишневого, в зависимости от дозы). При поглощении 100 эВ энергии излучения образуется 15,6 иона железа трехвалентного (Fe³⁺). Появление роданида железа изменяет оптическую плотность раствора, которая измеряется спектрофотометром. Диапазон измерения дозы – 20-400 Гр.

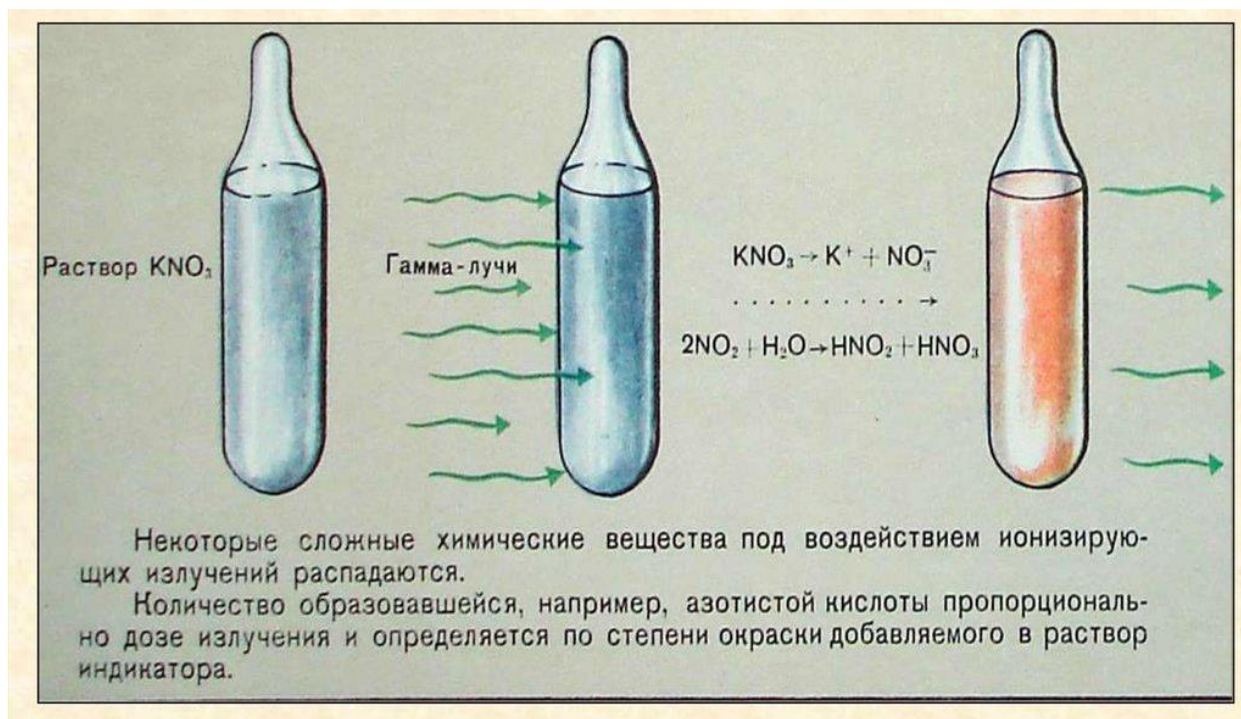


Рисунок 2.6 - Детектор с азотистой кислотой (химический метод)

В некоторых случаях используется также нитратный детектор, основанный на свойстве ионов нитрата (NO₃⁻) восстанавливаться атомарным водородом до нитрит-ионов (NO₂), которые в свою очередь могут быть обнаружены рядом индикаторов. В группу жидкостных детекторов входит цериевый детектор, представляющий собой раствор Ce₂(SO₄)₃ в разбавленной H₂SO₄; детектор азотистой кислоты с индикатором диметиланилином (рис.2.6)

и другие. Детекторы на основе хлорзамещенных углеводородов (хлороформа и четыреххлористого углерод) также относятся к химическим.

Методы химической дозиметрии значительно уступают по чувствительности ионизационным, сцинтилляционным и фотографическим методам.

Контрольные вопросы

1. На чем основан принцип обнаружения и регистрации ядерных излучений.
2. Сущность ионизационного метода обнаружения частиц и квантов энергии излучений.
3. Какие детекторы используются при ионизационном методе регистрации излучений?
4. Механизм возникновения ионизационного тока в газоразрядных счетчиках.
5. Принцип гашения газового разряда в самогасящихся и несамогасящихся счетчиках.
6. Принцип устройства и работы сцинтилляционного детектора.
7. ТЛД-детекторы: принцип устройства и работы.
8. Сущность фотографического метода измерения дозы излучения.
9. Сущность калориметрического метода измерения дозы излучения.
10. Сущность химических методов регистрации ядерных излучения.

Тема 3. ПРИБОРЫ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

3.1. Общие сведения о приборах и их классификация

Дозиметр – прибор для измерения мощности экспозиционной, поглощенной или эквивалентной дозы излучения, а также для расчета перечисленных величин доз. По точности измерений дозиметрические приборы делятся на три группы:

1. Эталонные приборы. Могут быть использованы для контроля и градуировки всех остальных дозиметров. Собственная погрешность не превышает 2 %.

2. Рабочие приборы. Позволяют выполнять дозиметрические измерения с ошибкой $\pm 10 - 30$ %.

3. Индикаторные дозиметры, с ошибкой 30 – 50%. Основная их задача – обнаружение ионизирующего излучения, а также сигнализация о превышении допустимого порога мощности дозы.

По характеру применения дозиметры делят на стационарные и переносные, а по назначению – на бытовые и профессиональные.

Структурная схема дозиметров в упрощенном варианте может быть представлена в следующем виде: а) Воспринимающее устройство (детектор), в качестве которого чаще всего используют газоразрядные и сцинтилляционные счетчики, а также ионизационные камеры и полупроводниковые датчики. б) Электрическая схема прибора, включающая в себя (в зависимости от сложности прибора) каскад формирования и усиления импульсов счетчика, высоковольтный преобразователь напряжения для питания детектора, стабилизированный кварцевый генератор импульсов, звуковой или световой сигнализатор, таймер, 4-х разрядный счетчик импульсов, дешифратор и цифровое жидкокристаллическое табло или стрелочный индикатор. в) Источник питания: в стационарных приборах сетевой блок питания, а в переносных – автономный (батареи и аккумуляторы разных типов).

Дозиметры, как бытовые, так и профессиональные, показывают мощность экспозиционной или эквивалентной дозы излучения (МЭД) и градуированы в

мкР/ч (мР/ч, Р/ч) или мкЗв/ч (мЗв/ч). Между этими единицами существуют примерное соотношение: $1 \text{ мкЗв} \approx 100 \text{ мкР}$. Есть приборы, которые показывают мощность поглощенной дозы излучения (мкГр/ч). У некоторых профессиональных дозиметров имеется функция определения наколенной дозы (ЭД, мР).

Дозиметры регистрируют в основном рентгеновское, гамма- и бета-излучение. Некоторые профессиональные приборы могут определять интенсивность нейтронного потока. При оценке показаний дозиметра и опасности облучения необходимо помнить, последствия воздействия радиации определяются не мощностью дозы, а суммарной полученной дозой, т.е. мощностью дозы помноженной на время облучения человека (животного). Например, если мощность дозы излучения составляет $0,12 \text{ мкЗв/ч}$, то облучение в течение года (8800 часов) создает дозу – 1000 мкЗв или 1 мЗв . Естественный радиационный фон (ЕРФ) или мощность дозы гамма-излучения на территории России изменяется в широких пределах: от 5 до 60 мкР/ч ($0,05 - 0,60 \text{ мкЗв/ч}$) и зависит от высоты местности над уровнем моря. Так на высоте полета реактивного самолета ($10 - 11 \text{ км}$) мощность дозы может достигать $2 - 3 \text{ мкЗв/ч}$. ЕРФ в Тюменской области составляет $10 - 15 \text{ мкР/ч}$ ($0,10 - 0,15 \text{ мкЗв/ч}$).

Для населения, в особых условиях проживания на загрязненной территории или работы установлен предел годовой дозы облучения – 5 мЗв (НРБ-99). Этому пределу соответствует в течение года мощность дозы на открытой местности – $0,6 \text{ мкЗв/ч}$ (60 мкР/ч). С учетом того, что здание ослабляет излучение в 2 раза, мощность дозы может быть $1,2 \text{ мкЗв/ч}$. При мощности дозы от $1,2$ до $2,5 \text{ мкЗв/ч}$ в определенной местности, оставаться в ней рекомендуется не более полугода, при мощности $2,5 - 7 \text{ мкЗв/ч}$ – 1 квартал, при $7 - 10 \text{ мкЗв/ч}$ – 1 месяц и т.д.

3.2. Порядок работы на дозиметрах и оценка дозиметрических данных

При работе с дозиметрами необходимо помнить, что радиоактивный распад носит стохастический (случайный) характер, а значит поток частиц и

фотонов будет неравномерным за одинаковые промежутки времени. В этой связи может наблюдаться значительный разброс в показаниях приборов. Поэтому во всех случаях следует выполнить 5 измерений мощности дозы излучений и вычислить среднее арифметическое значение. У всех дозиметров имеется так называемое время счета. Обычно оно не превышает 1 минуты. Часть приборов имеет 2 режима работы: поиск и измерение. В режиме «Поиск» работа дозиметра сопровождается звуковым сигналом, с помощью которого можно обнаружить источник излучения. В положении «Измерение» дозиметр ведет счет импульсов определенное время, по окончании которого на цифровом табло индицируется число, соответствующее мощности дозы гамма-излучения, мкР/ч (мкЗв/ч). Сброс информации осуществляется автоматически, либо с помощью кнопки.

Измерение мощности экспозиционной (эквивалентной) дозы излучений в помещении следует проводить на высоте 1 метр от пола в центре комнаты, а на открытой местности – не менее чем в 50-ти метрах от ближайших зданий и сооружений, магистральных дорог и лесных массивов на такой же высоте от земли.



Рисунок 3.1 - Бытовые дозиметры для измерения мощности эквивалентной дозы излучения

Бытовые дозиметры (дозиметры для населения) относятся к индикаторным приборам, поэтому результаты измерений, полученные с их помощью, не могут быть использованы государственными органами для выдачи официальных заключений о радиационной обстановке. Эти приборы предназначены для индивидуального использования населением с целью контроля радиационного фона на местности, в жилых и рабочих помещениях и для оценки радиоактивного загрязнения продуктов питания (рис.3.1). Характеристика некоторых дозиметров для населения представлены в таблице 3.1.

Таблица 3.1- Технические и эксплуатационные характеристики некоторых бытовых дозиметров

Тип прибора	Измеряемые показатели	Диапазон измерения МЭД, мкЗв/ч; плотность потока (част./см ² •мин.)	Интервал энергий фотонов, МэВ	Время измерения, с
ДБГ-01А	Определение МЭД	0,10 – 99,99	0,05 – 3,0	20
ДРГ107Ц	Определение МЭД	0,01 – 99,99	0,06 – 1,25	35
Апри-01-02 «Сосна»	Определение МЭД, плотности потока бета-частиц и удельной активности Cs-137	0,10 – 99,99	0,06 – 1,25	25
РКСБ-104	Определение МЭД, плотности потока бета-частиц и удельной активности Cs-137	0,10 – 99,99	0,06 – 1,25	28
Radex RD1706	Определение МЭД, плотности потока бета-частиц	0,05 – 999,0	0,03 – 3,0	26

В настоящее время в районах Чернобыльской зоны радиоактивное загрязнение сельскохозяйственной продукции вызвано в основном изотопом цезий-137, который является смешанным бета- гамма- излучателем. Для

контроля загрязненности продовольствия этим радионуклидом необходимо дозиметр поместить вплотную к емкости с продуктом питания (1 л молока, 1 кг мяса) и произвести измерение мощности дозы. Если показания дозиметра при этом увеличатся на 0,15 мкЗв/ч над фоном, то загрязнение продукции достигает 4 кБк/кг (л). При обнаружении такого загрязнения необходимо отказаться от его потребления или снизить количество продукта в рационе в 2 раза. Если мощность дозы превысит фон на 0,3 мкЗв/ч стоит уменьшить количество продукта в 4 раза, на 1 мкЗв/ч – в 10 раз.

Дозиметры для профессиональных измерений отличаются большим разнообразием, как по конструктивным и техническим, так и эксплуатационным характеристикам (рис.3.2). Эти приборы применяются в промышленности, медицине и сельском хозяйстве для оперативной оценки радиационной обстановки на местности и в помещениях, и для индивидуального дозиметрического контроля при работах с источниками ионизирующего излучения. Все они относятся к классу практического использования (рабочие дозиметры) с основной погрешностью измерений $\pm 10 - 30\%$ и служат чаще всего для регистрации нескольких видов излучений. Измеренные с помощью этих приборов параметры, могут служить основанием для выдачи официальных заключений о радиационной обстановке на местности и в помещениях, об эффективности биологической защиты. В таблице 3.2 даны основные характеристики некоторых рабочих дозиметров, предназначенных для измерения МЭД и накопленной дозы (ЭД) излучения.

В сельском хозяйстве вопросы дозиметрии возникают при использовании ионизирующего излучения в агрономии (предпосевная обработка семян гамма-излучением, использование минеральных удобрений и мелиорантов), в ветеринарии (рентгенодиагностика, изотопная диагностика заболеваний животных, лучевая терапия), на перерабатывающих растениеводческую и животноводческую продукцию предприятиях (стерилизация и консервация продукции с помощью ионизирующих излучений) и в других направлениях. Например, для минеральных удобрений и агрохимикатов с удельной

активностью природных радионуклидов до 1 000 Бк/кг включительно мощность эквивалентной дозы гамма-излучения на поверхности упаковок может достигнуть 2,5 мкЗв/ч (250 мкР/ч). При 100 %-ом содержании калия в туках в пересчете на K_2O максимальное значение мощности дозы гамма-излучения на поверхности больших масс калийного удобрения достигает 1,7 мкЗв/ч (170 мкР/ч).

Таблица 3.2 -Технические данные некоторых профессиональных дозиметров

Название прибора	Тип детектора	Измеряемые показатели	Диапазон измерения МЭД и ЭД	Интервал энергий фотонов и частиц, МэВ	Время измерения, с
ДКС-04	Г-М	Определение МЭД, мР/ч и (ЭД, мР)	0,1-1,0•10 ³ (1 – 4100)	0,05 – 3,0	5
ДРГ-05М1	СЦ	Определение МЭД, мР/ч и (ЭД, мР)	0,1-1,0•10 ⁴ (1 – 3,6•10 ⁴)	0,015- 3,0	25
ДРГ01Т1	Г-М	Определение МЭД, мР/ч	0,1 -1,0•10 ⁵	0,05 – 3,0	35
СРП-68-1	СЦ	Определение МЭД, мкР/ч	1,0 -3,0•10 ³	0,02 – 3,0	5
ДКГ-07Д "Дрозд"	Г-М	Определение МЭД, мР/ч	0,1 -1,0•10 ³	0,05 – 3,0	36
МКС-01СА1М	Г-М	Определение МЭД, мР/ч, плотности потока бета- и альфа-частиц, (част./см ² •мин.)	γ-0,1-1,0•10 ³ β-(5-30000) α-(10-30000)	0,05 – 3,0 <0,05 <3,0	60

Однако по санитарным правилам при транспортировке любых веществ, содержащих радионуклиды мощность дозы гамма-излучения на поверхности транспортного средства, перевозящего такую продукцию, не должна превышать 1 мкЗв/ч. Кроме того, работники аграрной сферы (лица из населения), задействованные в растениеводстве с удобрениями, будут

испытывать повышенные дозы облучения. Считается, что при воздействии на организм человека гамма-излучение не сможет нанести вред, если мощность дозы не превысит 0,5 мкЗв/ч (50мкР/ч). Таким образом, при работе с природными, а равно и с искусственными источниками излучений, используемыми в аграрном секторе, необходим постоянный дозиметрический контроль. Этот вид ветеринарно-санитарного надзора является неотъемлемой составной частью радиационной безопасности населения, оценка которой осуществляет мониторинг выполнения установленных нормативов, выявляет и устраняет источники повышенной радиации, учитывает факторы радиационного воздействия на человека и животных, принимает меры по его уменьшению до минимально возможных значений.

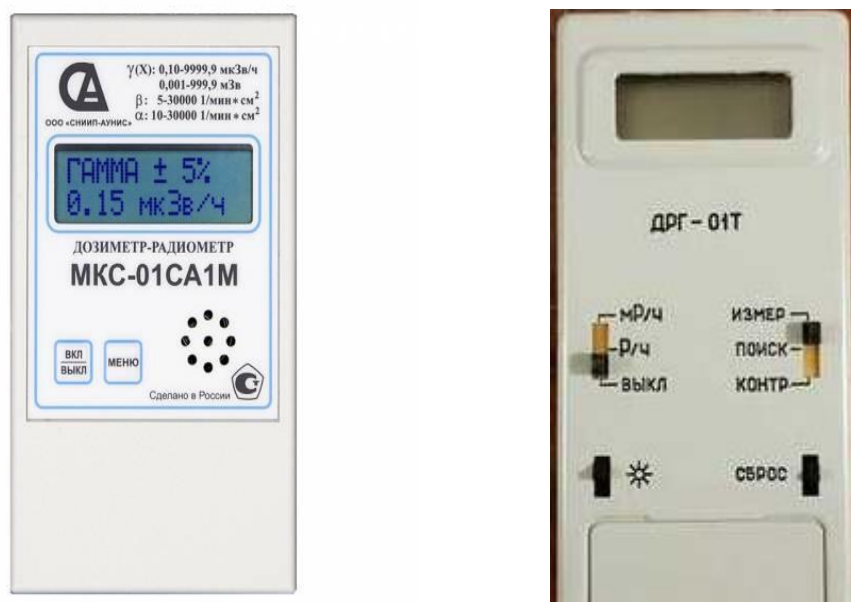


Рисунок 3.2 - Профессиональные дозиметры для измерения мощности экспозиционной (эквивалентной) дозы излучения

Контрольные вопросы

1. Назначение бытовых и профессиональных дозиметров.
2. Структурная схема дозиметров.
3. Какие типы детекторов применяются в бытовых и профессиональных дозиметрах?
4. Какие параметры можно определить с помощью дозиметров?

5. Порядок выполнения дозиметрических исследований.
6. Естественный радиационный фон в России и Тюменской области и его колебания.
7. Использование дозиметров для контроля загрязненности продовольствия и кормов радионуклидами.
8. Классификация дозиметров.
9. Направления аграрного производства, требующие дозиметрического контроля.
10. Диапазон измерения МЭД и интервал энергий фотонов, доступные профессиональным дозиметрам.

Тема 4. ОСНОВЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ОРГАНИЗАЦИЯ РАБОТЫ С РАДИОАКТИВНЫМИ ВЕЩЕСТВАМИ

4.1. Краткое содержание документов, регламентирующих радиационную безопасность в Российской Федерации

В последние годы в нашей стране приняты важные федеральные законы: «О радиационной безопасности населения», «Об использовании атомной энергии» и «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения». Эти законы определяют правовые основы обеспечения охраны окружающей среды и радиационной безопасности населения.

На основе указанных законов разработаны и утверждены «Нормы радиационной безопасности» (НРБ-99/2009), регламентирующие требования законов в форме основного дозового предела, допустимого уровня воздействия ионизирующих излучений и других требований по ограничению облучения человека. К нормам безопасности прилагаются «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99/2010), в которых расшифровываются пути обеспечения этой самой безопасности исходя из требований радиационного контроля.

Ионизирующая радиация при воздействии на организм человека может вызвать у него так называемые пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, катаракта, бесплодие и др.), которые зависят от дозы излучения и стохастические беспороговые эффекты (опухолевые и неопухолевые болезни), тяжесть проявления которых не зависит от дозы.

Основная цель радиационной безопасности - исключить возникновение пороговых, в том числе генетических эффектов и ограничить возникновение стохастических (случайных), сохраняя условия для производственной деятельности человека. Для достижения этой цели в НРБ-99 заложены три основных принципа радиационной безопасности:

принцип нормирования – не превышение допустимого предела индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения;

принцип обоснования - запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующих излучений, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риска возможного вреда, причиненного дополнительным к естественному радиационному фону облучением;

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

Согласно НРБ-99 все население разделено по допустимому уровню облучения на 2 категории:

- *персонал* (группы А и Б), т. е. лица, постоянно или временно непосредственно работающие с техногенными источниками излучений;

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

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются два класса нормативов:

- основные пределы доз (ПД), приведенные в таблице 4.1;

- допустимые уровни монофакторного воздействия внешнего и внутреннего облучений. Главным постулатом НРБ-99 является исключение всякого необоснованного облучения людей (персонала и населения) и снижение дозы их облучения до возможно низкого уровня.

Основным дозовым пределом для лиц обеих категорий является предельно допустимая эффективная доза (ПДЭД). Кроме того, при планировании мероприятий по защите и оперативном контроле для категории персонал устанавливают контрольные (рабочие) уровни поступления радиоактивных веществ и содержания их в организме, концентрации

радиоактивных веществ в воздухе, воде водоемов, мощности дозы излучения, загрязнения поверхностей и т. п.

Таблица 4.1 - Основные пределы доз техногенного облучения

Нормируемые величины	Пределы доз	
	персонал (группа А)	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза	150 мЗв	15 мЗв
коже	500 мЗв	50 мЗв
кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни воздействия персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А. Указанные пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) - 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв.

В исключительных случаях контрольные уровни могут быть выше основных дозовых пределов (например, при ликвидации аварий, монтажно-наладочных работах и т. д.). Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и эквивалентных дозах не более двукратных значений, приведенных в табл. 4.1, допускается организациями с разрешения органа госсанэпиднадзора субъекта Российской Федерации, а облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и четырехкратных значений эквивалентных доз по табл. 4.1 – допускается только при согласии федерального органа госсанэпиднадзора.

Нормами радиационной безопасности НРБ-99 регламентированы 3 группы критических органов: 1-я группа (высокочувствительные органы) - все

тело, гонады, красный костный мозг; 2-я группа (средней чувствительности) - мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза и др.; 3-я группа (наименее чувствительные) - костная ткань, кожный покров, кисти, предплечье, лодыжки и стопы. С учетом этого установлены основные дозовые пределы для двух категорий облучаемых лиц, указанные в табл.4.2.

Таблица 4.2 - Дозовые пределы внешнего и внутреннего облучения (бэр/год)

Категории лиц	Группы критических органов		
	1	2	3
Категория А, предельно допустимая доза (ПДД)	5	15	30
Категория Б, предел дозы(ПД)	0.5	1.5	3

Необходимо отметить, что НРБ-99 имеют статус закона РФ и обязательны к исполнению. Никакие частные, ведомственные и отраслевые нормативные и методические документы не должны противоречить инструкциям, заложенным в этих нормах. НРБ-99 согласованы с международными нормами безопасности для защиты от ионизирующих излучений и распространяются на следующие виды лучевого воздействия на человека: 1. Облучение персонала и населения в условиях нормальной эксплуатации техногенных ИИИ и в условиях радиационной аварии; 2. Облучение работников промышленных предприятий и населения природными ИИИ; 3. Медицинское облучение населения. Они не распространяются на источники излучения, создающие годовую эффективную дозу менее 10 мкЗв (1 мбэр) и коллективную годовую дозу менее 1 чел.-Зв; на космическое излучение у поверхности земли; на облучение калием-40, содержащимся в организме; на генераторы излучения с МЭД менее 1 мкЗВ/ч (100 мкбэр/ч) на расстоянии 10 см от поверхности излучателя и если энергия излучения не превышает 5кэВ; на ИИИ, удельная активность УА (или суммарная, СА) которых не превышает значений, приведенных в приложении П-4 к документу.

В НРБ-99, кроме регламентации искусственного (техногенного) облучения людей определены требования к защите облучения естественными (природными) ИИИ в производственных условиях. Так, годовая эффективная доза облучения всех работников, включая персонал, не должна превышать 5 мЗв, а мощность дозы излучения (МЭД) на рабочем месте – 2,5 мкЗв/ч. Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения (не занятого в производстве) не устанавливается. Снижение облучения населения достигается путем установления системы ограничений на облучение населения от отдельных природных источников излучения.

Радиационная защита пациентов при медицинском облучении должна быть основана на необходимости получения полезной диагностической информации и/или терапевтического эффекта от соответствующих медицинских процедур при наименьших возможных уровнях облучения. При этом не устанавливаются пределы доз для пациентов, но применяются принципы обоснования назначения таких процедур и оптимизации защиты пациентов. При проведении обоснованных медицинских рентгенорадиологических обследований в связи с профессиональной деятельностью практически здоровых лиц, не получающих прямой пользы для своего здоровья от воздействия излучений, годовая эффективная доза не должна превышать 1 мЗв. При планировании и проведении процедур, связанных с облучением ионизирующим излучением, в учреждениях здравоохранения должны определяться и регистрироваться в установленном порядке дозы у всех лиц, подвергающихся медицинскому облучению.

4.2. Правила работы с закрытыми и открытыми источниками излучений

Деятельность, связанная с использованием источников ионизирующего излучения, не допускается без наличия лицензии на данный вид работ, выдаваемой федеральным органом государственного санитарно-эпидемиологического надзора.

Воздействие ионизирующей радиации на организм человека может быть обусловлено внешним, внутренним или смешанным облучением. Характер облучения зависит от вида ИИИ, с которым приходится работать персоналу. В этой связи, различают закрытые и открытые ИИИ.

Закрытым называют радиоактивный источник, устройство которого в условиях применения исключает попадание радиоактивных веществ (РВ) в окружающую среду (сплавы, диски, стержни и др.). Устройство, в которое помещен закрытый радионуклидный источник, должно быть устойчивым к механическим, химическим, температурным и другим воздействиям, иметь знак радиационной опасности. Если закрытые ИИИ исключают активацию окружающей среды, то ограничение облучения людей связано с защитой от внешнего излучения. Защита в этом случае может быть достигнута временем, расстоянием, поглощением и разведением.

Защита временем достигается максимальным сокращением времени работы с ИИИ. Это требует большой тренированности персонала, навыков быстрой и четкой работы. К такой защите относится также использование периодов полураспада изотопов, если они являются короткоживущими радионуклидами.

Защита расстоянием возможна в том случае, если лаборатория оснащена устройствами для дистанционной работы (различные манипуляторы типа механических рук и роботов, щипцы, захваты). Интенсивность излучения падает обратно пропорционально квадрату расстояния (см. тему 1).

Наиболее эффективным способом является защита поглощением с использованием различных экранов, боксов, щитков. Так, поглотителем альфа-излучения может служить слой воздуха 10 см между оператором и источником. Материалом поглощения бета-излучения служат органические и неорганические вещества с небольшой плотностью (органическое и простое стекло, легкие металлы). Наоборот, для защиты от гамма-излучения применяют элементы с высокой атомной массой (большой плотностью), такие как свинец, висмут, вольфрам и др. Нейтроны быстро растрачивают свою энергию и

поглощаются в веществах, содержащих большое количество атомов водорода (вода, парафин), а также в графите и бериллии.

Разведение, как способ защиты, используют, если радиоактивное вещество растворимо в воде или органических растворителях, а также в кислотах и щелочах.

В практической работе с ИИИ следует совмещать вышеназванные способы защиты от внешнего излучения, тем самым снижая дозу облучения персонала до возможно низкого уровня.

Открытым называют радиоактивный источник, при использовании которого возможно попадание РВ в окружающую среду (порошки, жидкости, газы). При работе с такими источниками наряду с защитой от внешнего излучения должны применяться меры защиты от внутреннего облучения, которые препятствуют попаданию РВ внутрь организма человека.

Радионуклиды как потенциальные источники внутреннего облучения разделяются по степени радиационной опасности на четыре группы в зависимости от минимально значимой активности (МЗА): группа А - радионуклиды с МЗА 10^3 Бк; группа Б - радионуклиды с МЗА 10^4 и 10^5 Бк; группа В - радионуклиды с МЗА 10^6 и 10^7 Бк; группа Г - радионуклиды с МЗА 10^8 Бк и более. Принадлежность радионуклида к группе радиационной опасности устанавливается в соответствии с его МЗА, приведенной в приложении 4 НРБ-99/2009. Короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада менее 24 ч, не приведенные в этом приложении, относятся к группе Г.

4.3. Радиологические лаборатории и требования безопасности, предъявляемые к ним

Манипуляции с открытыми источниками излучений должны проводиться в специально оборудованных радиологических лабораториях с соблюдением особых санитарных правил. Все работы с использованием открытых источников ионизирующего излучения разделяются на три класса. Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности

радионуклида и его суммарной активности на рабочем месте (СА, Бк): I класс – более 10^8 ; II класс – $10^5 - 10^8$; III класс – $10^3 - 10^5$.

Классом работ определяются требования к размещению и оборудованию помещений, в которых проводятся работы с открытыми ИИИ. Комплекс мероприятий по радиационной безопасности при работе с открытыми источниками излучения должен обеспечивать защиту персонала от внутреннего и внешнего облучения, ограничивать загрязнение воздуха и поверхностей рабочих помещений, кожных покровов и одежды персонала, а также объектов окружающей среды: воздуха, почвы, растительности, как при нормальной эксплуатации, так и при проведении работ по ликвидации последствий радиационной аварии.

Работы III класса должны проводиться в отдельных помещениях. В составе этих помещений предусматривается устройство общей обменной и местной приточно-вытяжной вентиляции, помещения для хранения РВ, шкафов для спецодежды, душевой кабины и пункта дозиметрического контроля. Работы, связанные с возможностью радиоактивного загрязнения воздуха (операции с порошками, упаривание растворов, работа с эманулирующими и летучими веществами), должны проводиться в вытяжных шкафах. Поверхности помещений должны быть гладкими, без повреждений и допускать влажную уборку и дезактивацию.

Работы II класса должны проводиться в помещениях, скомпонованных в отдельной части здания изолированно от других помещений. При планировке выделяются помещения постоянного и временного пребывания персонала. В составе этих помещений должен быть санпропускник или саншлюз. Помещения для работ II класса должны быть оборудованы вытяжными шкафами или боксами.

Работы I класса должны проводиться в отдельном здании или изолированной части здания с отдельным входом только через санпропускник. Рабочие помещения должны быть оборудованы боксами, камерами, каньонами

или другим герметичным оборудованием. Помещения, разделяются на три зоны: 1 - грязная, 2 - условно чистая и 3 - чистая.

1-я зона, являющаяся основным источником ионизирующего излучения и радиоактивного загрязнения, должна быть отделена от других саншлюзом. Здесь оборудуют такие комнаты: фасовочная, моечная с изолированной канализацией, хранилище для РВ, виварий.

2-я зона, где расположены помещения временного пребывания персонала, является связующим звеном между грязной и чистой зонами. В ней размещают радиометрическую комнату, душевую, раздевалку со шкафами для хранения спецодежды. Сюда можно вносить радиоактивные вещества только в фиксированном состоянии.

3-я зона – это помещения постоянного пребывания персонала. В ней размещают операторские кабины, пульта управления и т.п. Сюда категорически запрещается вносить РВ в любом состоянии.

Для улучшения эффективности дезактивации все коммуникации (электрические, газовые, водопроводные и др.) делают скрытыми в стены помещений и окрашивают масляной краской. Полы покрывают гладким, не впитывающим жидкость материалом (линолеум, пластикат), края которого заделывают заподлицо со стенами. Щели и стыки покрытий промазывают мастикой или зашпаклевывают. Оборудование и рабочая мебель должны иметь гладкую поверхность, простую конструкцию и слабо сорбирующие покрытия, облегчающие удаление радиоактивных загрязнений. Лаборатория должна быть обеспечена горячей и холодной водой, при этом управление кранами делается сенсорное, локтевое или педальное, а канализационная сеть оборудуется сборниками.

Особые требования предъявляются к вентиляции. Приточно-вытяжная вентиляция должна обеспечивать в «грязной» зоне 7-10-кратный воздухообмен в час, в «условно чистой» - 5-ти кратный, в «чистой» - 3-х кратный. Воздух при вентиляции должен проходить через фильтр.

Кроме того, при работе с открытыми источниками излучения необходимо применять индивидуальные средства защиты кожи, глаз, дыхательных путей. Проводить работу в защитных шкафах, боксах, используя дистанционные инструменты и другие манипуляторы.

4.4. Хранение, учет и перевозка радиоактивных препаратов

На производстве и в лабораториях при работе с ИИИ должны быть обеспечены надежные условия их хранения, автоматическая дозиметрия и аварийная сигнализация. Источники ионизирующего излучения, не находящиеся в работе, должны храниться в специально отведенных местах или в оборудованных хранилищах, обеспечивающих их сохранность и исключающих доступ к ним посторонних лиц. Активность радионуклидов, находящихся в хранилище, не должна превышать установленных в технической документации допустимых уровней. Радиоактивные источники ионизирующего излучения учитываются по радионуклиду, наименованию препарата, фасовке и активности, указанным в сопроводительных документах. Приборы, аппараты и установки, в которых используются радионуклидные источники ионизирующего излучения, учитываются по наименованиям и заводским номерам с указанием активности и номера каждого источника ионизирующего излучения, входящего в комплект.

Источники ионизирующего излучения выдаются работникам предприятия ответственным лицом из мест хранения по требованиям с письменного разрешения руководителя. Расходование радиоактивных веществ, используемых в открытом виде, оформляется внутренними актами, составляемыми исполнителями работ с участием лиц, ответственных за учет и хранение источников ионизирующего излучения и за радиационный контроль.

Транспортировка ИИИ производится в специальных контейнерах. Источники альфа- и бета-излучения хранят и перевозят в металлических или пластмассовых контейнерах, толщина которых обеспечивает полное поглощение излучений, включая тормозное рентгеновское излучение, для чего

указанные контейнеры помещают в свинцовый вкладыш (толщина свинца 1 см). Перевозку источников гамма-излучения осуществляют в свинцовых контейнерах (рис.4.1), толщина стенок которых снижает мощность дозы на их поверхности до 1мкЗв/ч (100мкР/ч). Транспортные средства, специально предназначенные для перевозки радионуклидных источников за пределами радиационного объекта, должны соответствовать требованиям радиационной безопасности согласно НРБ-99.



Рисунок 4.1 - Свинцовый и пластиковые контейнеры для перевозки гамма- и бета-излучающих РВ

4.5. Методы утилизации радиоактивных отходов и дезактивации различных рабочих поверхностей, кормов и тела животных

Отходы, содержащие техногенные радионуклиды, относятся к радиоактивным, если удельная активность радионуклидов в отходах превышает: - для твердых отходов: 1 Бк/г - для альфа-излучающих радионуклидов, 100 Бк/г - для бета-излучающих радионуклидов; - для жидких отходов: 0,05 Бк/г - для альфа-излучающих радионуклидов, 0,5 Бк/г - для бета-излучающих радионуклидов.

К жидким радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы. К твердым радиоактивным отходам относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные жидкие радиоактивные отходы. К газообразным радиоактивным отходам относятся не подлежащие использованию газообразные смеси, содержащие радиоактивные газы и аэрозоли.

По удельной активности жидкие радиоактивные отходы, содержащие техногенные радионуклиды, за исключением отработавших закрытых радионуклидных источников, подразделяются на 4 категории: очень низкоактивные, низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные, а жидкие радиоактивные отходы на 3 категории: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные. Радиоактивные отходы, получающиеся в процессе работы, хранят в специальных контейнерах для жидких (КЖО) и твердых (КТО) отходов (рис.4.2).



а

б

Рисунок 4.2 - Пластиковые пакеты (а) и металлический контейнер (б) для сбора твердых радиоактивных отходов

Радиоактивные отходы (РАО), содержащие короткоживущие изотопы с периодом полураспада менее 15 суток, временно хранят в хранилищах в течение 10 периодов полураспада, обеспечивающего снижение активности за счет физического распада до допустимых концентраций. После такой выдержки твердые отходы удаляются как обычный мусор, а жидкие – сливаются в канализацию. Отходы с долгоживущими радионуклидами, по мере накопления, транспортируются в специальные пункты переработки и захоронения радиоактивных отходов. Сбор, выдерживание и обезвреживание отходов на предприятиях оформляется в специальном журнале.

Сбор, переработка и захоронение радиоактивных отходов осуществляется отдельно от других видов отходов. Перед утилизацией изотопы разделяют по степени активности, периоду полураспада и т.п. Для сокращения объема отходов их упаривают, сжигают, прессуют и т.п. Для предотвращения миграции радиоактивных изотопов с грунтовыми водами малоактивные отходы фиксируют с помощью битума или цемента в блоки, подлежащие дальнейшему захоронению. Высокоактивные отходы остекловывают, используя боросиликатное стекло или синрок. Для уменьшения количества радиоактивных отходов в ядерной энергетике России применяют замкнутый топливный ядерный цикл (рис.4.3).

Захоронение твердых, или отвержденных радиоактивных отходов осуществляется в специальных сооружениях, называемых могильниками радиоактивных отходов. Радиационный контроль при захоронении отходов радиоактивных веществ, а также номенклатура контролируемых параметров должны проводиться в строгом соответствии с требованиями норм ГОСТ. Захоронение должно проводиться в специально отведенных местах (полигонах), на незатопляемых участках с низким уровнем грунтовых вод, обязательно по согласованию с органами Государственного санитарного надзора, с учетом требований по охране окружающей среды и правил радиационной безопасности. Жидкие токсичные отходы перед вывозом на полигон должны быть обезвожены на предприятиях.

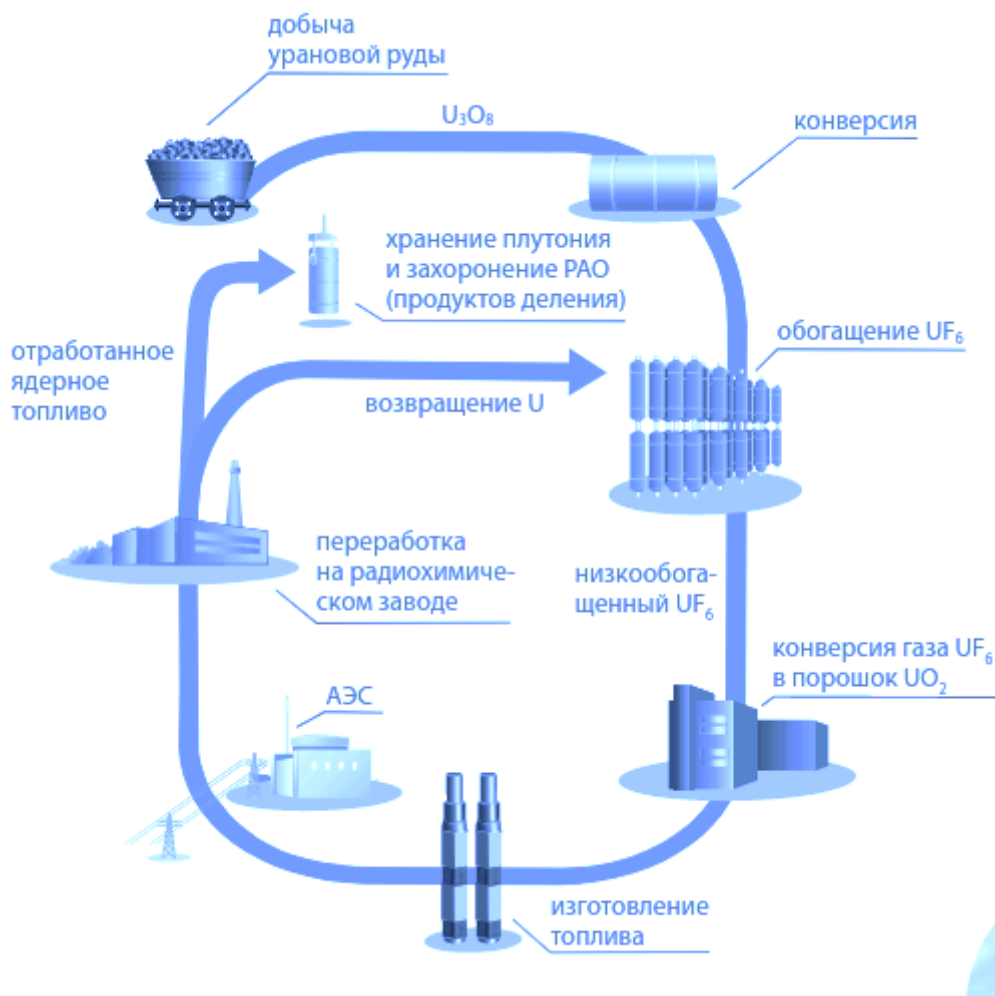


Рисунок 4.3 - Замкнутый топливный ядерный цикл, применяемый в России

Пункт захоронения должен располагаться не ближе 20 км от городов в районе, не подлежащем застройке, с санитарно-защитной зоной не менее 1 км от населенных пунктов и мест постоянного пребывания скота. Сброс радиоактивных веществ в составе сточных вод запрещен.

В лабораториях и учреждениях, где проводятся работы с открытыми источниками излучений, нельзя допускать рассеивания РВ и в помещениях должна поддерживаться образцовая чистота. В случае радиоактивного загрязнения помещений, рабочего места, оборудования и спецодежды необходимо производить их дезактивацию (сухим и/или влажным способом) для снижения уровня излучения от поверхности ниже допустимых уровней. С этой целью в каждой лаборатории должен быть набор средств ликвидации

аварийных загрязнений. Так, для влажной обработки различных поверхностей используют пенные составы «Радdez», водные растворы СФ-2У, ОП-7 и 10, сульфанола НП-1, гардиноля, дезмола, вимола, гексаметафосфата натрия, каустической соды, порошка «Защита» и др. (рис. 4.4). Контроль качества дезактивации проводят с помощью переносных дозиметров и радиометров.



а

б

Рисунок 4.4 - Пенные аэрозольные дезактивирующие средства Радdez Д (для кожных покровов), Радdez П (для различных рабочих поверхностей) (а) и порошок «Защита» (для стирки спецодежды) (б)

Дезактивация - удаление радиоактивных веществ (радионуклидов) с кожного и волосяного покрова животных, загрязненных поверхностей различных объектов, а также из пищевых продуктов, сырья растительного и животного происхождения. С этой целью применяют механические способы дезактивации, которые заключаются в обметании, обтирании, обмывании струей воды, смывании радиоактивных частиц дезактивирующим раствором, удалении загрязненного слоя, вытряхивании, выколачивании и вакуумной очистке. В случае загрязнения скота на пастбище животных дважды прогоняют через раскол. В первый раз обметают радиоактивную пыль с животных

щетками или собирают её пылесосом, затем обрабатывают растворами для дезактивации РВ. Физико-химические способы являются наиболее эффективными и обеспечивают удаление радионуклидов за счет их участия в образовании комплексных соединений, коллоидов и ионном обмене с ингредиентами растворов. Радиоактивные смет и смыв с животных утилизируют.

Контрольные вопросы

1. На какие виды лучевых воздействий на человека распространяются НРБ-99/2009?
2. Привести классификацию облучаемых лиц и эффективные дозы для них.
3. Требования к защите населения при облучении естественными (природными) ИИИ в производственных и домашних условиях.
4. Принципы обоснования и оптимизации при назначении медицинских процедур в целях защиты пациентов.
5. Какие ИИИ называют закрытыми и какие открытыми?
6. Способы защиты от внешнего излучения.
7. Зональная планировка радиологических лабораторий 1 класса.
8. Правила хранения и перевозки радиоактивных препаратов.
9. Каким образом утилизируют короткоживущие РАО?
10. Способы дезактивации кормов и животных.

РЕКОМЕНДУЕМАЯ ЛИТЕРАТУРА

1. Баранова, А.А. Дозиметрия: учебно-методическое пособие/ А.А. Баранова, А.П. Оконечников, В.А. Пустоваров// Мин-во науки и высш. образования РФ. – Екатеринбург: Изд-во Урал. ун-та, 2020. – 112 с.- Текст: непосредственный.
2. Киршин В. А. Ветеринарная противорадиационная защита/ В. А. Киршин, В. А. Бударков. –// М.: Агропромиздат, 1990. – 207 с. - Текст: непосредственный.

3. Крапивина Е. В. Ветеринарная радиобиология. Устройства для регистрации ионизирующих излучений: учебное пособие/ Е. В. Крапивина, Д. В. Иванов, В. В. Семенютин// Брянск: Брянский ГАУ, 2020. – 64 с. - Текст: непосредственный.

4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523 – 09. – Москва. – 2009. – 69 с.

5. Основы практической радиобиологии/ Е. И. Трошин, Р. О. Васильев, Н. Ю. Югатова, А. В. Цыганов// Санкт-Петербург: СПбГАВМ, 2018. – 250 с.Текст: непосредственный.

6. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). СП 2.6.1.2612-10. – Москва. – 2010. – 68 с.

7. Радиобиология: учебник/ Н. П. Лысенко, В. В. Пак, Л. В. Рогожина, З. Г. Кусурова; под редакцией Н. П. Лысенко, В. В. Пака. – 5-е изд., стер.// Санкт-Петербург: Лань, 2022. — 572 с. -Текст: непосредственный

8. Самсонова Н. Е. Ионизирующая радиация и сельскохозяйственное производство: учебное пособие/ Н. Е. Самсонова. // Смоленск: Смоленская ГСХА, 2014. – 229 с.- Текст: непосредственный

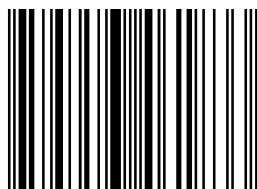
9. Торшин, С. П. Практикум по сельскохозяйственной радиологии: учебное пособие/ С. П. Торшин, Г. А. Смолина, А. С. Пельтцер// Санкт-Петербург: Лань, 2022. — 212 с.– Текст: непосредственный.

10. Юрасова, Т.И. Основы радиационной безопасности: учебное пособие/ сост. Т.И.Юрасова// М.: Издательский дом «АТИСО», 2008. – 155 с.– Текст: непосредственный.

Размещается в сети Internet на сайте ГАУ Северного Зауралья
<https://www.gausz.ru/nauka/setevye-izdaniya/2024/okunev.pdf>,
в научной электронной библиотеке eLIBRARY, РГБ, доступ свободный

Издательство электронного ресурса
Редакционно-издательский отдел ФГБОУ ВО «ГАУ Северного Зауралья».
Заказ № 1243 от 16.12.2024; авторская редакция
Почтовый адрес: 625003, Тюменская область, г. Тюмень, ул. Республики, 7.
Тел.: 8 (3452) 290-111, e-mail: rio2121@bk.ru

ISBN 978-5-98346-183-3



9 785983 461833 >