

Министерство сельского хозяйства и продовольствия
Республики Беларусь

Витебская ордена «Знак Почета» государственная академия
ветеринарной медицины

Кафедра радиологии и биофизики

ДОЗИМЕТРИЯ

Учебно-методическое пособие для студентов факультетов ветеринарной
медицины и биотехнологического по специальностям:

1-74 03 02 «Ветеринарная медицина»,

1-74 03 04 «Ветеринарная санитария и экспертиза»,

1-74 03 05 «Ветеринарная фармация»,

слушателей факультета повышения квалификации и переподготовки кадров

Витебск
ВГАВМ
2020

УДК 619:614.876

ББК 48

Д62

Рекомендовано к изданию методической комиссией биотехнологического факультета УО «Витебская ордена «Знак Почета» государственная академия ветеринарной медицины» от 26 сентября 2019 г. (протокол № 1)

Рекомендовано к изданию методической комиссией факультета ветеринарной медицины УО «Витебская ордена «Знак Почета» государственная академия ветеринарной медицины» от 5 ноября 2019 г. (протокол № 13)

Авторы:

кандидат ветеринарных наук, доцент *Е. Л. Братушкина*; кандидат ветеринарных наук, доцент *К. П. Клименков*; кандидат ветеринарных наук, доцент *О. С. Мехова*; старшие преподаватели *Н. П. Коваленок*, *И. О. Петроченко*

Рецензенты:

доктор ветеринарных наук, профессор *А. П. Курдеко*;
кандидат сельскохозяйственных наук, доцент *Л. В. Шульга*

Д62 **Дозиметрия** : учеб.-метод. пособие для студентов факультетов ветеринарной медицины и биотехнологического по специальностям: 1-74 03 02 «Ветеринарная медицина», 1-74 03 04 «Ветеринарная санитария и экспертиза», 1-74 03 05 «Ветеринарная фармация», слушателей факультета повышения квалификации и переподготовки кадров / *Е. Л. Братушкина* [и др.]. – Витебск : ВГАВМ, 2020. – 44 с.

Учебно-методическое пособие подготовлено в соответствии с учебной программой и включает основные положения дозиметрии: принципы и методы обнаружения радиоактивных излучений, дозиметрические величины, дозиметрические приборы и др.

УДК 619:614.876

ББК 48

© УО «Витебская ордена «Знак Почета» государственная академия ветеринарной медицины», 2020

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	4
1. Дозиметрия	5
2. Принципы и методы регистрации радиоактивных излучений	6
2.1 Ионизационный метод	7
2.2. Сцинтилляционный метод	13
2.3. Фотографический метод	15
2.4. Химический, калориметрический и биологический методы	16
2.5. Детекторы элементарных частиц	18
3. Дозы	21
3.1. Экспозиционная доза	21
3.2. Поглощенная доза	22
3.3. Эквивалентная доза	24
3.4. Эффективная доза	26
3.5. Расчет доз при внутреннем облучении	27
3.6. Расчет доз при внешнем облучении	30
3.7. Мощность доз	31
3.8. Дозиметрические приборы	33
4. Оценка радиационной обстановки	34
5. Задачи	38
Приложение	40
Литература	41

ВВЕДЕНИЕ

В результате эволюции каждый вид организмов приспособился к сложившимся условиям обитания на Земле. Это касается и человека. Сама природа предусмотрела органы чувств, назначение которых в ряде случаев – обезопасить существование. Однако органы чувств не могут дать всю информацию об окружающем нас мире. Органами чувств, в частности, не воспринимаются радиоактивные излучения. Этот природный фактор совершенно не отражен в генетическом аппарате человека и животных, и поэтому у мозга отсутствуют как каналы восприятия, регистрации радиации, так и защитные реакции на нее. И есть ли радиация возле нас, через органы чувств данная информация к нам не поступает.

Почему природа не предусмотрела органы чувств, реагирующие на радиацию? Существовавший естественный (природный) радиационный фон, с появлением животных и людей на Земле был уже незначительным вследствие естественного распада радионуклидов и опасность, как правило, для живых организмов не представлял.

Вредное воздействие радиации на животных и людей после открытия радиоактивности сразу не было осознано. Прежде чем были сформулированы основные принципы радиационной безопасности, прошло время, было осуществлено детальное изучение свойств излучений, поведение их в веществе, радиационные эффекты воздействия излучения, а также шло применение радиоактивных веществ в жизнедеятельности людей. Развитие ядерной энергетики, широкое внедрение источников ионизирующих излучений в различные области науки, техники, народного хозяйства создали потенциальную угрозу загрязнения окружающей среды радиоактивными веществами. Аварии на объектах атомной промышленности, атомных электростанциях, экологическая обстановка в районе ядерных полигонов, местах захоронения ядерных отходов потребовали пристального внимания со стороны человечества к проблемам, связанным с радиационной безопасностью.

В самых первых опытах с радиоактивными веществами было выяснено, что они небезопасны. В основе действия радиоактивных излучений лежат принципы взаимодействия их с окружающей средой, процесс передачи энергии и многое другое. Результат воздействия ионизирующих излучений на облучаемые объекты – физико-химические или биологические изменения в них (нагрев тела, люминесценция, засвечивание рентгеновской пленки и др.). Для измерения энергии воздействия ионизирующего излучения на объект, степени ионизации, чувствительности тканей к конкретному виду излучения используется понятие дозы.

В учебно-методическом пособии рассматриваются вопросы, связанные с обнаружением и регистрацией радиоактивных излучений. В нем также представлены дозы излучения, мощности доз, единицы их измерения и др.

1. ДОЗИМЕТРИЯ

Дозиметрия (от греч. dosis – доза, порция и metreo – измерять, мерить) – раздел ядерной физики, в котором изучают величины, характеризующие действие ионизирующего излучения на вещество, а также методы и приборы для его качественного и количественного измерения.

Имеются и другие определения дозиметрии.

Дозиметрия – раздел ядерной физики, изучающий принципы, средства регистрации и измерения ионизирующих излучений, характеризующих поле излучения или взаимодействие излучения с веществом.

Дозиметрия – измерение рассеивания и поглощения энергии ионизирующего излучения в определенном материале.

С 60-х годов XX века интенсивное развитие получила микродозиметрия. *Микродозиметрия* занимается исследованием микроскопического распределения энергии при взаимодействии излучения с веществом (квантов и частиц с ядрами, атомами вещества, клеточными структурами и клетками ткани).

Основные задачи дозиметрии:

1. Контроль и учет загрязнения внешней среды (местности, воздуха, воды, продовольствия и др.).

2. Измерение величины излучения для предсказания или оценки радиобиологического эффекта при внутреннем и внешнем облучении живых организмов.

3. Обеспечение радиационной безопасности при работе с радиоактивными веществами

С помощью дозиметрии можно обнаружить источник излучения, определить его вид, количество энергии, а также степень воздействия на облучаемый объект. Распространенными дозиметрическими величинами являются доза излучения, керма, интенсивность излучения, плотность потока, взвешивающие коэффициенты и ряд других величин.

Доза излучения – величина энергии, которая расходуется на ионизацию и возбуждение атомов и молекул любого облученного объекта.

Керма (kerma – аббревиатура от английских слов kinetic energy release material) используется для оценки воздействия на среду косвенно ионизирующих излучений.

Керма (K) – суммарная начальная кинетическая энергия заряженных частиц, образованных в единице массы облучаемой среды под действием косвенно ионизирующего излучения.

Применительно к гамма-излучению в условиях электронного равновесия при пренебрежении потерей энергии электронов и позитронов на тормозное излучение керма совпадает с дозой.

Интенсивность излучения или *плотность потока энергии* (I) – энергия, переносимая излучением в единицу времени через единицу площади:

$$I = \frac{E}{S \cdot t}$$

$$[I] = \frac{\text{Джс}}{\text{м}^2 \cdot \text{с}} = \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2}$$

Плотность потока частиц или фотонов (φ) – отношение числа частиц, пересекающих в единицу времени малую сферу, к площади центрального поперечного сечения этой сферы:

$$\varphi = \frac{N}{t \cdot S}$$

$$[\varphi] = \text{с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$$

Без дозиметрии не может быть речи о радиационной безопасности.

2. ПРИНЦИПЫ И МЕТОДЫ РЕГИСТРАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Органы чувств не могут зарегистрировать наличие радиоактивных излучений в среде. Они не воспринимаются органами чувств и могут быть обнаружены при помощи приборов и приспособлений, изобретенных человеком. Такие приборы и приспособления получили название детекторов (счетчиков, датчиков), работа их основана на физико-химических эффектах, возникающих при взаимодействии излучения с веществом.

Детектор (от лат. detector – обнаруживатель или восприниматель) – чувствительный элемент, в котором происходит взаимодействие излучения с веществом, предназначенный для преобразования энергии ионизирующего излучения в другой вид энергии, удобной для регистрации.

Детекторы используются для измерения энергий излучения.

Детекторы можно разделить на 3 группы по типу обнаружения частиц: трековые (следовые), счетчики и интегральные приборы.

Трековые детекторы позволяют наблюдать траектории (следы) частиц.

Счетчики регистрируют появление частиц в заданной области.

Интегральные приборы – дают информацию о потоке радиоактивного излучения.

Но это деление условно. Так, например, следовые детекторы можно использовать для подсчета пролетающих частиц.

Основные характеристики детекторов:

Мертвое время счетчика – время, в течение которого счетчик не может зарегистрировать попавшую в него частицу.

Разрешающая способность – время в течение, которого счетчик способен зарегистрировать частицы (кванты) отдельно.

Эффективность – процентное отношение числа зарегистрированных счетчиком импульсов к общему числу частиц, попавших за этот промежуток времени в рабочий объем счетчика.

Под эффективностью понимают вероятность того, что попавшая в объем счетчика частица будет зарегистрирована. Эффективность определяется путем измерения радиоактивных препаратов с известной активностью (эталон).

Счетная характеристика выражает зависимость скорости счета (число имп/мин) от напряжения, приложенного к счетчику.

Рабочее напряжение – напряжение на электродах, при котором его незначительные колебания не должны исказить результаты регистрации.

Коэффициент газового усиления – отношение общей суммы ионов, участвующих в создании ионизационного тока, к числу первично образованных ионов:

$$K_{гв} = n/n_0.$$

По принципу работы различают электрические, люминесцентные, химические, калориметрические, фотографические, биологические и другие детекторы. В основу их работы положены первичные и вторичные эффекты взаимодействия радиоактивных (ионизирующих) излучений с веществом. Поэтому методы обнаружения и регистрации ионизирующих излучений получили название: ионизационный, сцинтилляционный, химический, калориметрический, фотографический, биологический и др.

2.1. Ионизационный метод

Ионизационный метод дозиметрии использует явление ионизации атомов (молекул) вещества под действием излучений. Ионизационные детекторы представляют собой заполненную воздухом или газом камеру с электродами для создания электрического поля.

К ионизационным детекторам излучения относят ионизационные камеры и газоразрядные счетчики: пропорциональные счетчики, счетчики Гейгера-Мюллера, искровые и коронные счетчики. По сути, это электрические детекторы. Они улавливают энергию ионизации среды, вызванной ионизирующим излучением, и выдают ее преобразованной в электрические сигналы на регистратор прибора.

Заряженные альфа- и бета-частицы, попавшие в камеру детектора, производят в ней непосредственную первичную ионизацию газовой среды. Гамма-кванты в результате первичного взаимодействия с веществом (фотоэффекта, эффект Комптона и реакции образования пары) сначала образуют быстрые электроны в стенке детектора, которые потом вызывают ионизацию среды.

Сухой газ (воздух) – хороший диэлектрик, то есть он не имеет свободных электрических зарядов. Все меняется, если туда попадают заряженные частицы. Они образуют разноименно заряженные частицы (положительные и отрицательные ионы, электроны) и газ превращается в проводник. При отсутствии напряжения на электродах все эти частицы, образованные начальной ионизацией, полностью рекомбинируются, то есть превращаются в нейтральные атомы или молекулы. Под действием электрического поля заряженные частицы приобретают движение: положительные ионы собираются на катоде, а электроны и отрицательные ионы – на аноде. В цепи, таким образом, возникает ток, который

регистрирует прибор. Величина этого тока служит мерой количества излучения.

С увеличением напряжения вероятность рекомбинации ионов уменьшается, и, следовательно, возрастает сила ионизационного тока. Начиная с некоторого напряжения, наступает момент, когда все ионы, образованные излучением, достигают электродов и при увеличении напряжения ионизационный ток не возрастает. Область, в которой сила ионизационного тока остается постоянной – *область тока насыщения*. В этом режиме работают ионизационные камеры. Сила ионизационного тока в области тока насыщения зависит от величины первичной ионизации, т. е. от числа первичных пар ионов, создаваемых ядерным излучением в камере детектора. Наиболее высокая сила тока от альфа-частиц, так как плотность ионизации у альфа-излучения очень высокая и выше во много, чем у бета-частиц и гамма-квантов. Сила ионизационного тока от гамма-излучения меньше, чем от бета-частиц.

При дальнейшем увеличении напряжения сила ионизационного тока вновь начинает возрастать, поскольку ионы, образованные излучением, а особенно электроны, приобретают при движении к электродам ускорения, достаточные для того, чтобы самим производить ионизацию вследствие соударений с атомами и молекулами газовой среды детектора (газовое усиление). Этот процесс называют ударной (вторичной) ионизацией. Чем больше напряжение, тем большую энергию приобретают ионы и, следовательно, тем больше пар ионов они создают в процессе ударной ионизации. В этой области напряжений существует строгая пропорциональность между числом первично образованных ионов и общей суммой ионов, участвующих в создании ионизационного тока. Эту область напряжений называют *областью пропорциональности*. В этой области и в этом режиме работают пропорциональные счетчики.

При дальнейшем увеличении напряжения пропорциональность между числом первично образованных ионов и силой ионизационного тока нарушается. Поэтому данная область получила название *область ограниченной пропорциональности* (не используется для детектирования).

При еще больших значениях напряжения сила ионизационного тока уже не зависит от числа первично образованных ионов. Газовое усиление резко возрастает), и при появлении в камере детектора хотя бы одной любой ядерной частицы любой энергии происходит вспышка самостоятельного газового разряда, который охватывает всю камеру детектора. Область напряжений, при которых в детекторе возникает самостоятельный разряд, называют *областью Гейгера*. В этом режиме работают счетчики Гейгера-Мюллера.

Если продолжать увеличивать напряжение выше области Гейгера, то детектор перейдет в область постоянного коронного разряда (непрерывного разряда, который не прекращается при удалении источника ионизирующего излучения). В этом режиме детектор выходит из строя.

Ионизационная камера применяется для измерения всех типов ядерных излучений, но чаще используется для регистрации интенсивных потоков гамма – излучения и тяжелых частиц (альфа – частиц и протонов).

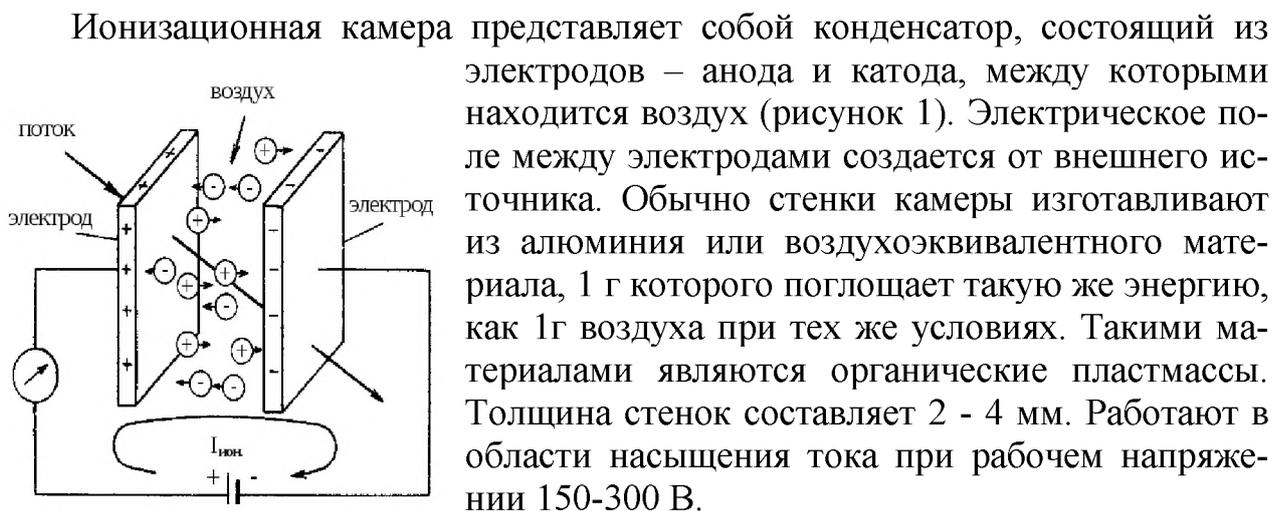


Рисунок 1 – Схема ионизационной камеры

Ионизационная камера представляет собой конденсатор, состоящий из электродов – анода и катода, между которыми находится воздух (рисунок 1). Электрическое поле между электродами создается от внешнего источника. Обычно стенки камеры изготавливают из алюминия или воздухоэквивалентного материала, 1 г которого поглощает такую же энергию, как 1г воздуха при тех же условиях. Такими материалами являются органические пластмассы. Толщина стенок составляет 2 - 4 мм. Работают в области насыщения тока при рабочем напряжении 150-300 В.

При отсутствии радиоактивного излучателя в камере не происходит ионизации, измерительный прибор тока показывает нуль. Под действием ионизирующего излучения в газе камеры возникают положительные и отрицательные ионы, которые начинают упорядоченно двигаться и в цепи возникает ток, который регистрируется измерительным прибором – амперметром или реже вольтметром.

По конструкции камеры могут быть плоские, цилиндрические (рисунок 2), сферические с объемов воздуха 0,5 – 5 л. Есть миниатюрные камеры, их используют как индивидуальные дозиметры. Объем камер колеблется от нескольких сантиметров кубических до их долей.



Рисунок 2 – Ионизационная камера

Камеры с большим объемом более чувствительны, поэтому для измерения небольших доз излучения используют камеры с большим объемом, а больших доз – с меньшим объемом. В плоской ионизационной камере электроды имеют вид пластин. Они заключены в корпус и разделены газовым слоем. Цилиндрическая ионизационная камера состоит из полого цилиндра, по оси которого расположен металлический стержень (собирающий электрод). Внутренняя поверхность камеры покрыта слоем графитного порошка для обеспечения электропроводности. Высокое напряжение подводят к собирающему электроду, а цилиндрический корпус заземляют. Собирающий электрод всегда хорошо изолирован и обычно снабжается заземленным охранным кольцом, препятствующим проникновению токов утечки от высоковольтного электрода. Охранное кольцо в значительной степени снижает требования к материалам электроизоляции и повышает точность измерения.

Высококочувствительные цилиндрические камеры измеряют ионизационный ток силой до $10^{-14} - 10^{-15}$ А.

Ионизационные камеры используются также, как детектор дыма. Воздух между электродами облучается альфа-частицами (как источник используется, например, америций-241) и за счет ионизации приобретает некоторую проводимость. Когда в межэлектродное пространство попадает дым, на частицах которого ионы нейтрализуются, ток утечки, обусловленный ионами, уменьшается.

Ионизационные камеры в зависимости от назначения и конструкции могут работать в импульсном и токовом (интегральном) режимах.

Импульсные камеры используют для регистрации отдельных тяжелых заряженных частиц (альфа-частиц, протонов и др.). Удельная ионизация легких частиц (электронов и позитронов) сравнительно мала, поэтому регистрация их в импульсном режиме неэффективна.

Токовые камеры применяют для измерения интенсивности всех типов излучения, которые пропорциональны средней силе тока, проходящего через камеру. Поскольку сила ионизационного тока пропорциональна энергии излучения, следовательно, ионизационные камеры измеряют силу тока насыщения в единицу времени, т. е. мощность дозы данного излучения.

Таким образом, ионизационные камеры могут быть использованы для измерения не только дозы излучения, но и ее мощности.

Газоразрядные счетчики – ионизационные детекторы, в которых используется принцип газового усиления.

Газоразрядные счетчики по сравнению с ионизационными камерами обладают большей чувствительностью (в 10000 раз могут измерять меньшую интенсивность излучения), малыми габаритами, более удобны в эксплуатации и др. Принципиальное отличие газоразрядного счетчика от ионизационной камеры состоит в том, что в газоразрядном счетчике используется усиление ионизационного тока за счет явления ударной ионизации.

По конструкции они могут быть изготовлены торцовыми и горизонтальными, и обычно представляют газонаполненную камеру цилиндрической формы, по центру имеют нить из стали, или вольфрама диаметром 0,02-0,03 мм. Стенки счетчика (цилиндра) могут быть изготовлены из алюминия, других металлов, стекла. В торцовых счетчиках торец представлен тонкой слюдой (4-10 мкм), чтобы обеспечить проникновение в полость счетчика и для альфа-частиц.

В зависимости от характера используемого газового разряда счетчики можно разделить на несколько типов.

Пропорциональные счетчики используются для регистрации альфа-частиц.

Работают в области пропорциональности при рабочем напряжении 300-1000 В. Коэффициент газового усиления достигает $10^3 \dots 10^4$. Это дает возможность повысить чувствительность измерений и упростить схему усиления сигнала.

Конструктивно пропорциональный счетчик обычно изготавливают в форме цилиндрического конденсатора с анодом в виде тонкой металлической нити по оси цилиндра, что обеспечивает вблизи анода напряженность электри-

ческого поля значительно большую, чем в остальной области детектора. Пропорциональные счетчики чаще всего заполняют гелием или аргоном. При регистрации заряженных частиц и гамма-квантов для того, чтобы избежать потерь энергии частицами до регистрации используют тонкие входные окна.

Наличие пропорциональности усиления позволяет определить энергию ядерных частиц и изучить их природу.

Счетчик Гейгера-Мюллера применяется для регистрации всех видов излучения, но чаще бета- и гамма-излучения.

Изобретен в 1908 году Х. Гейгером и Э. Резерфордом, и усовершенствован позже Гейгером и В. Мюллером.

Это газоразрядный счетчик, который мало чем отличается от пропорционального цилиндрического и торцевого типов. Состоит из стеклянной трубки,



покрытой внутри тонким слоем металла (катод), и тонкой металлической нити – анод (рисунок 3). Стенки в основном изготавли-

Рисунок 3 – Счетчик Гейгера-Мюллера

вают из нержавеющей стали и алюминия. Рабочее напряжение составляет 800-1 500 В. Внутренний объем заполняется инертным газом, обычно аргоном при пониженном атмосферном давлении (100 - 200 мм рт. ст.). Коэффициент газового усиления достигает $10^8 \dots 10^{10}$.

Действие счетчика основано на ударной ионизации. Заряженная частица, пролетая в газе, отрывает от атомов электроны и создает положительные ионы и свободные электроны. Происходит первичная ионизация газовой среды, сопровождающаяся направленным движением заряженных частиц. Малая площадь анода по сравнению с катодом создает большую плотность силовых линий, и напряженность электрического поля достигает величин области Гейгера. Под влиянием высокой разности потенциалов электроны движущееся к аноду, приобретают большое ускорение и производят вторичную ионизацию. Новые ионы, приобретают скорость, при которой они также способны вызвать ионизацию.

Двигаясь с большим ускорением к катоду, положительные ионы выбивают из стенок счетчика значительно больше электронов, чем необходимо для нейтрализации положительных ионов. Эти электроны еще увеличивают лавинный эффект. Кроме того, в результате соударения атомов и молекул газовой среды с быстро движущимися ионами происходит возбуждение атомов и молекул, которое сопровождается испусканием УФ излучения, которое также способно вызвать ионизацию.

Если во время быстро нарастающей вторичной ионизации в счетчик проникает ядерная частица, то она не будет зарегистрирована. Для того чтобы

счетчик мог регистрировать следующую частицу, лавинный разряд необходимо погасить.

Газоразрядные счетчики могут быть несамогасящимися и самогасящимися.

У несамогасящихся счетчиков это происходит автоматически включением в цепь высокого сопротивления.

Для самогашения газового разряда в счетчики добавляют пары многоатомных спиртов в соотношении: 90% аргона и 10% спирта.

Мертвое время составляет 10^{-4} с. Эффективность счета газоразрядных счетчиков выше, чем ионизационных камер и составляет около 35%.

Для обнаружения бета-частиц средней и большой энергии используются цилиндрические счетчики, имеющие стенки из нержавеющей стали и алюминия толщиной 40-45 мг/см².

Счетчик для регистрации гамма-квантов имеет некоторую особенность конструкции. Непосредственно гамма-кванты он не регистрирует. Регистрация гамма-квантов возможна в результате выбивания вторичных электронов из катода. В силу того, что гамма-кванты слабо поглощаются веществом, эффективность счета очень мала и не превышает 1%. Для повышения эффективности счета стенки трубки покрывают материалом с большим атомным номером и делают более толстыми, из которого гамма-излучение выбивает электроны. Гамма-счетчики, как правило, цилиндрические, изготавливают из стекла. Катодом служит запыленный на внутреннюю поверхность стекла слой графита, меди или вольфрама. Наполнитель – смесь аргона и паров спирта.

Типы счетчиков Гейгера-Мюллера: МСТ-17, СБМ-19, СБМ-20, ГС, МС-4, МС-6, МС-17, ВС-7, ВС-9 и др.

Свойством гашения разряда при определенных условиях обладают счетчики, наполненные инертным газом с незначительной примесью (около 0,1%) двухатомных газов галогенов (Cl_2 , Br_2 , I_2). Такие счетчики получили название *галогенных счетчиков*. Галогенные счетчики имеют сравнительно низкое рабочее напряжение (200-400 В), и срок их службы практически не ограничен. В тоже время использование их ограничено, так как из-за короткого плато счетной характеристики сложно точно измерить радиоактивные образцы. Типы галогенных счетчиков: СИ-1Г, СИ-1БГ, СИ-3БГ, СБТ и др.

Для регистрации ионизирующих излучений применяют и ***полупроводниковые детекторы***. Они работают подобно ионизационной камере. Но ионизация у них происходит не в газовой среде, а в толще кристалла. Полупроводниковые детекторы представляют собой твердотельную ионизационную камеру, в которой роль носителей электрического заряда выполняют электроны и так называемые дырки. Действие детекторов основано на свойствах полупроводников проводить электрический импульс под действием ионизирующих излучений. Из всех полупроводников наиболее пригодны для детекторов монокристаллы германия и кремния.

2.2.Сцинтилляционный метод

Этот метод основан на регистрации вспышек света, возникающих в сцинтилляторе под действием излучения. В 1903 году Крукс заметил, что частицы, испускаемые радиоактивным веществом, попадая на покрытый сернистым цинком экран, вызывают его свечение. Это было использовано Резерфордом.

Процесс преобразования кинетической энергии частицы в энергию световой вспышки получил названия сцинтилляции (с лат. scintillatio – сверкание, искрение).

В некоторых веществах (сцинтилляторах, фосфорах) под действием излучения происходит ионизация и возбуждение атомов. При переходе атома из возбужденного состояния в основное высвечивается энергия в виде вспышки света (сцинтилляции), которая может быть зарегистрирована. Лучший способ регистрации состоит в преобразовании энергии света в электрический сигнал с помощью оптически связанного со сцинтиллятором фотоэлектронного умножителя (ФЭУ).

ФЭУ совмещает свойства фотоэлемента и усилителя тока с большим коэффициентом усиления и представляет собой стеклянный баллон с высоким вакуумом и состоит из фотокатода, анода и динодов (эмиттеров), покрытых сурьмяно-цезиевой смесью или изготовленных из алюминия, магния и серы.

Сцинтилляционный счетчик (сцинтиллятор, световоды, ФЭУ) собран в светонепроницаемом кожухе с целью исключения попадания внешнего видимого света на фотокатод (рисунок 4).

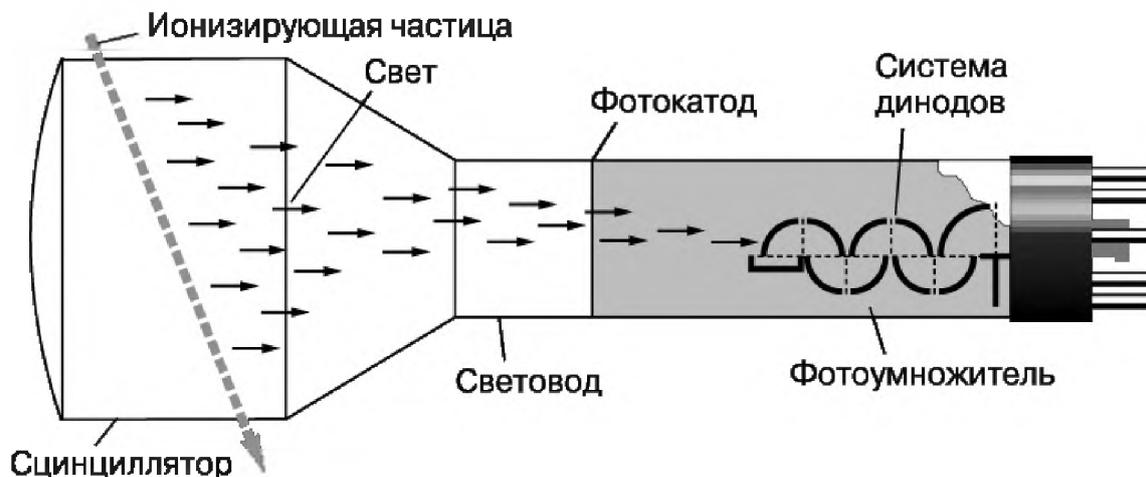


Рисунок 4 – Схема сцинтилляционного счетчика

В основе работы сцинтилляционного счетчика происходит целый ряд процессов.

- 1.Поглощение излучения сцинтиллятором.
- 2.Атомы и молекулы сцинтиллятора возбуждаются и затем переходят в невозбужденное состояние с испусканием вспышек видимого света.
- 3.Кванты видимого света попадают на фотокатод и за счет фотоэффекта выбиваются из него электроны.

4. Выбитые электроны собираются электрическим полем и направляются на первый эмиттер (динод), ускоряясь до энергии, достаточной для выбивания вторичных электронов из следующего эмиттера. Выбитые при ударе электроны фокусируются на следующий динод, из которого они вновь выбивают примерно удвоенное количество электронов и т. д. Таким образом, лавина электронов возрастает от катода к аноду, то есть происходит преобразование очень слабых вспышек света, возникающих в сцинтилляторе, в регистрируемые электрические импульсы. Коэффициент газового усиления составляет $10^6 - 10^9$.

Сцинтилляционные счетчики по сравнению с другими типами детекторов имеют ряд преимуществ: универсальность – способность регистрировать ионизирующее излучение практически любых видов; возможность измерения энергии квантов и частиц; высокая эффективность регистрации гамма-излучения; большая эффективность счета (практически 100%) и высокая разрешающая способность. Разрешающая способность сцинтилляционных счетчиков достигает 10^{-5} при регистрации альфа-частиц и 10^{-8} с при регистрации бета- частиц и гамма-квантов. Однако указанные характеристики зависят от примененного сцинтиллятора.

В качестве сцинтилляторов используют специально подобранные вещества, в которых при переходе их возбужденных атомов в невозбужденные происходит перестроение электронов в пределах внешних орбит с выделением из атома энергии в виде квантов видимого света. Сцинтилляторы могут быть по составу неорганические и органические, по агрегатному состоянию – твердые, пластические, жидкие и газовые. Из неорганических сцинтилляторов используют кристаллы цинка сульфата, активированного серебром (ZnS, Ag), натрия

йодистого, активированного таллием (NaJ, Tl), лития йодистого (LiJ) и др. Для регистрации альфа-частиц больше подходит цинк сернистый, бета-частиц и гамма-квантов – натрий йодистый. Из органических сцинтилляторов применяют монокристаллы антрацена ($C_{14}H_{10}$), стиблена ($C_{14}H_{12}$), паратерфина ($C_{13}H_{14}$); пластмассы (на основе полистирола и поливинилтолуола), жидкие фосфоры, чистые инертные газы (гелий, аргон, неон) и их смеси и др.



Рисунок 5 – Термолюминесцентный дозиметр ДТУ-02

В последние годы для целей индивидуального дозиметрического контроля начали использоваться *термолюминесцентные дозиметры*. В дозиметрах этого типа используются вспышечные кристаллофосфоры, изготавливаемые в виде таблеток. Кристаллофосфоры под воздействием ионизирующих излучений возбуждаются и накапливают энергию излучения. Она сохраняется достаточно длительное время и при освещении таблеток-люминофоров инфракрасным светом проявляется в виде вспышки люминесценции. Яркость вспышки фосфора пропорциональна поглощенной энергии излучения, т.е. пропорциональна дозе. Для

предохранения от влаги люминофоры запаивают в стеклянную оболочку. Так как люминофоры могут возбуждаться под воздействием видимого света, то их помещают в специальные светонепроницаемые футляры (рисунок 5).

2.3. Фотографический метод

Фотографический метод является разновидностью радиационно-химического действия излучения. С помощью фотографического метода были получены первые сведения об ионизирующих излучениях. Фотографическим методом А. Беккерель открыл явление радиоактивности в 1896 году.

В настоящее время этот метод почти совсем вытеснен из практической дозиметрии ионизационным и сцинтилляционным методами и лишь используется для индивидуального контроля.

Работа фотографических детекторов основана на свойстве ионизирующих излучений воздействовать на чувствительный слой фотоматериалов и аналогично видимому свету восстанавливать металлическое серебро.

Для детектирования обычно применяют специальные толстослойные (до 0,1-1 мм) мелкозернистые фотоэмульсии с повышенным содержанием бромистого серебра. Фотоэмульсии наносят тонким слоем на бумагу, стеклянные пластинки (в некоторых случаях изготавливают и толстые слои). Используют и рентгеновскую пленку, которая состоит из чувствительной эмульсии, нанесенной с одной или двух сторон на целлулоидную основу. В состав фотоэмульсии входит серебро бромистое или хлористое (AgBr или AgCl), желатин, красители. Соли серебра равномерно распространены в слое желатина.

При воздействии ионизирующего излучения на фотоэмульсию в ней образуется скрытое изображение. При прохождении через фотоэмульсию излучения в результате ионизации высвобождаются электроны, которые захватываются ионами серебра, вследствие чего происходит восстановление серебра.

Таким образом, под действием излучений в фотоэмульсии происходит радиационно-химическая реакция восстановления серебра. Заряженная частица, производя ионизацию по направлению своего распространения, оставляет в фотоэмульсии цепочку восстановленных атомов серебра. Совокупность восстановленных атомов серебра в фотоэмульсии и составляет так называемое скрытое изображение. Число атомов серебра в скрытом изображении не так велико, чтобы можно было визуально наблюдать почернение фотоэмульсии. Лишь при больших потоках прошедших частиц это почернение становится заметным. Однако скрытое изображение можно усилить и сделать визуально наблюдаемым, благодаря механизму проявления фотоэмульсии.

При обработке фотоэмульсии химическим реактивом (проявителем) – атомы восстановленного в скрытом изображении серебра становятся центрами лавинообразного процесса восстановления всего серебра, содержащегося в данном кристаллике. Таким образом, при проявлении почернеют все кристаллики, через которые прошла частица излучения и вызвала образование восстановленных атомов серебра скрытого изображения. Галоидное серебро, которое не прореагировало в первичном радиационно-химическом процессе, затем уда-

ляется из слоя фотоэмульсии путем растворения в растворе гипосульфита – фиксирование или закрепление.

Фотографический метод используют для регистрации интегральных потоков излучения. В этом случае мерой потока прошедшего излучения является степень почернения фотоэмульсии после ее проявления и фиксирования. Оптическую плотность почернения определяют с помощью денситометров или фотометров. Степень почернения фотоэмульсии пропорциональна дозе излучения. На этом принципе основан метод индивидуальной дозиметрии лиц, работающих с бета- и гамма-излучениями.

Были созданы и специальные ядерные фотоэмульсии. В толстой ядерной фотоэмульсии частицы оставляют трек – след, путь движения. По количеству треков и их характеру можно определить число частиц и их энергию.

В биологических исследованиях фотографический метод регистрации излучений получил широкое применение. Например, топографическое распределение меченных радиоактивными изотопами элементов в живых организмах (в клетках, тканях, растениях) можно изучать с помощью так называемого *автордиографического метода*. Объект, содержащий радиоактивный изотоп, помещают на поверхность фотографической эмульсии и после определенной экспозиции проявляют и фиксируют скрытое изображение, образовавшееся в фотоэмульсии. Степень ее почернения свидетельствует о количестве радиоактивного изотопа в тех или иных местах исследуемого объекта.

2.4. Химический, калориметрический и биологический методы

Химический метод основан на наблюдении и фиксации необратимых химических изменений, производимых излучением в веществе. Излучения, проходя через вещества, производят ионизацию и возбуждение атомов и молекул и могут вызывать в них различные химические реакции. В ряде случаев в результате радиационно-химических изменений среды изменяются некоторые физические свойства вещества (электропроводность, окраска, прозрачность). В таких случаях мерой потока излучения служит изменение указанных физических свойств вещества. При этом меняется цвет растворов или твердых тел (пластмасс), осаждаются коллоиды и др.

Химические детекторы основаны на измерении выхода радиационно-химических реакций, протекающих под действием ионизирующего излучения. Продукты химических реакций определяются либо непосредственно по изменению цвета, либо косвенно, с помощью способов химического анализа (титрованием, измерением электропроводности, спектрофотометрией и др.). В большинстве химических дозиметров используются разбавленные водные растворы солей. Поэтому наиболее вероятно взаимодействие ионизирующих излучений с водой.

Химические детекторы используются для измерения больших доз излучения. В настоящее время имеется большое число разнообразных химических детекторов.

Химическими детекторами могут быть газообразные, твердые и жидкие вещества.

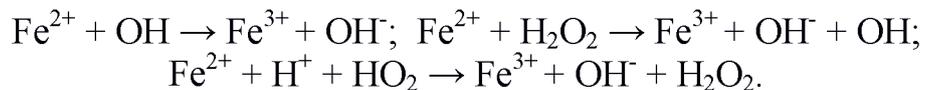
В газовом детекторе под действием излучений изменяется молекулярный состав газа, электрический потенциал, окраска раствора. В таком детекторе в качестве реактива может использоваться закись азота N_2O . Под действием излучения в качестве продуктов реакции образуются молекулярные азот, кислород и двуокись 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. Степень изменений пропорциональна поглощенной энергии излучения.

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 представляет собой насыщенный раствор соли железо-сульфата ($FeSO_4$) в разбавленной серной кислоте. Под действием излучения в растворе происходит радиолиз воды с образованием свободных радикалов H , OH и окислителей, которые окисляют двухвалентное железо (Fe^{2+}) до трехвалентного железа (Fe^{3+}) по реакциям:



При поглощении 100 эВ энергии излучения образуется 15,6 иона железа трехвалентного (Fe^{3+}). Появление Fe^{3+} изменяет оптическую плотность раствора, которая измеряется спектрофотометром. Диапазон измерения дозы – 20-400 Гр.

Нитратный детектор основан на свойстве ионов нитрата (NO_3^-) восстанавливаться атомарным водородом до нитрит-ионов (NO_2), которые в свою очередь могут быть обнаружены рядом индикаторов.

В группу жидкостных детекторов входит и *цериевый детектор*, представляющий собой 0,1 М $Ce_2(SO_4)_3$ в 0,4 М H_2SO_4 .

Детекторы на основе хлорзамещенных углеводов. В эту группу входят детекторы на основе хлороформа и четыреххлористого углерода.

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

Действие *калориметрических детекторов* основано на измерении тепла, выделяющегося при поглощении энергии излучения в веществе.

Кинетическая энергия, теряемая радиоактивными излучениями в данной массе вещества, независимо от механизма первичного взаимодействия с атомами вещества частично переходит в тепловую энергию атомов и молекул, что приводит к изменению температуры рабочего объема детекторов.

Калориметрические детекторы применяются для измерения больших доз излучения (сотни тысяч или миллионы рентген).

Биологические детекторы учитывают биологический эффект воздействия ионизирующих излучений на лабораторных животных, а также на различные ткани и клетки (эпителий). Биологический метод детектирования считается менее надежным.

Химические, калориметрические и биологические детекторы на практике используются редко. Данные методы больше пригодны для научных экспериментальных исследований.

2.5. Детекторы элементарных частиц

Следы заряженных частиц можно регистрировать не только с помощью фотоэмульсии (фотографический метод), но и с помощью так называемых *трековых (следовых) камер*. К ним относятся: *камера Вильсона, диффузионная, искровая, пузырьковая камеры*.

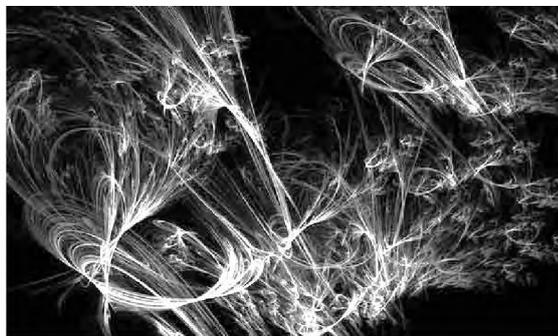


Рисунок 6 – Треки частиц в камере Вильсона

Общность всех этих устройств заключается в том, что наблюдаемая радиоактивная частица ионизирует молекулы или атомы вещества на своем пути. Образованные ионы проявляются вторичным эффектом: конденсация перенасыщенного пара, парообразование перегретой жидкости, образование разрядов в газах и др.

Информация, которую дают камеры намного богаче, чем дают счетчики: по характеру и геометрии треков можно судит о типе прошедших через камеры частиц (альфа-частица оставляет сплошной жирный след, бета-частица оставляет тонкий след), по длине трека можно определить энергию частицы, а по числу капелек на единицу длины трека оценивают ее скорость (чем больше капелек, тем меньше скорость).

Камера Вильсона. Действие камеры основано на конденсации перенасыщенного пара на ионах, образовавшихся вдоль траектории полета частиц.

В 1899 г. Вильсон обнаружил, что в очищенной парогазовой смеси при давлении, большем давления насыщенных паров при данной температуре (пересыщенный пар), появляются капельки жидкости вдоль траекторий частиц ионизирующего излучения.

Путь заряженной частицы становится видимым потому, что на ионах, образовавшихся вдоль траектории движения час-

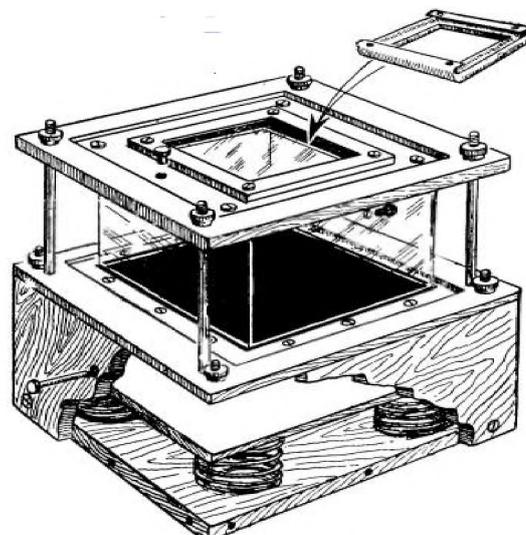


Рисунок 7 – Камера Вильсона

тицы, происходит конденсация пересыщенных паров (рисунок 6).

Камера Вильсона представляет собой плоский цилиндр с поршнем (рисунок 7). Сверху камера закрывается стеклом. Воздух в камере тщательно очищается от пыли (пылинки могут стать центрами конденсации пара). Камера наполняется насыщенным паром (вода, спирт). При резком опускании поршня происходит адиабатическое расширение газа в камере, и газ охлаждается. Насыщенный пар при этом переходит в пересыщенный. Если в этот момент в камеру проникает заряженная ионизирующая частица, то на пути ее движения образуются ионы, которые служат центрами конденсации пара, на которые оседают крохотные капельки жидкости, образующие вдоль пути тоненькую ниточку тумана, хорошо видимую и фотографируемую. Так появляется в камере след частицы, который можно наблюдать визуально и фотографировать.

По характеру и геометрии треков можно судить о типе прошедших через камеры частиц (например, α -частица оставляет сплошной жирный след, β -частица оставляет тонкий след); об энергии частицы (по длине трека); о плотности ионизации (по количеству капель на единицу длины трека); о плотности потока ионизирующего излучения (по количеству частиц, попадающих в рабочий объем камеры за определенный промежуток времени).

Время чувствительности камеры составляет 0,1-1 с, мертвое время в сотни (и тысячи) раз больше. Это связано с длительностью подготовки камеры к последующему расширению (выравнивание температуры и давления, рассасывание остатков треков, насыщение паров и т. д.). В 1924 году Капица и Скобельцын усовершенствовали камеру Вильсона, поместив ее в сильное магнитное поле. В этом случае треки частиц оказываются изогнутыми и по радиусу их кривизны можно определить массу, заряд и скорость ионизирующих частиц.

Диффузионная камера. В этой камере рабочим веществом является пересыщенный пар, но создается пересыщение в результате диффузии паров спирта от находящейся при температуре 10°C крышки ко дну, охлаждаемому твердой углекислотой (температура твердой углекислоты 70°C). Вблизи дна возникает слой пересыщенного пара толщиной до 5 см, в котором пролетающие ионизирующие частицы оставляют треки.

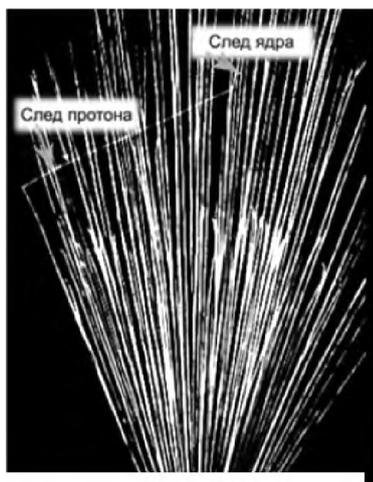


Рисунок 8 – Треки в пузырьковой камере

Диффузионная камера не имеет мертвого времени, т. е. работает непрерывно. В отличие от камеры Вильсона, диффузионная камера не имеет и поршня, поэтому давление в ней может достигать приблизительно 4 МПа, что значительно увеличивает рабочую часть ее объема.

Пузырьковая камера. В 1952 году Глейзером было предложено для обнаружения треков использовать перегретую жидкость (это жидкость, нагретая до температуры больше температуры кипения). В такой жидкости на ионах, образующихся при движении бы-

строй заряженной частицы, возникают пузырьки пара, дающие видимый трек (рисунок 8).

Если снизить внешнее давление до атмосферного, то жидкость перейдет в перегретое состояние. В течение короткого времени (около 10^{-5} сек) жидкость не кипит. Если в это время в жидкость проникнет заряженная ионизирующая частица, то по пути ее следования в перегретой жидкости образуется цепочка ионов, энергия которых превращается в тепло, и жидкость при этом еще больше перегревается. Этот дополнительный перегрев провоцирует выделение пузырьков пара. След в пузырьковой камере – пузырьки пара, образовавшиеся по пути следования заряженной частицы. Образовавшийся трек, как и в камере Вильсона, фотографируется.

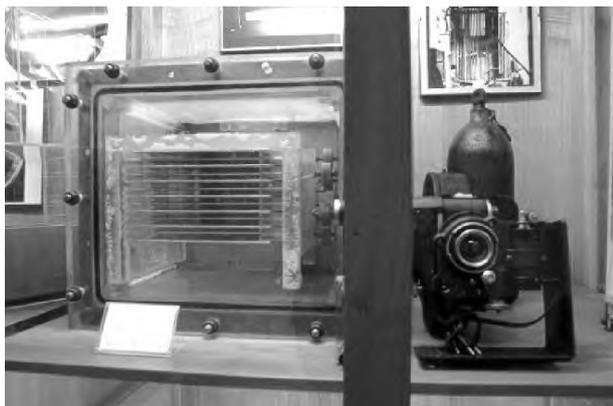


Рисунок 9 – Искровая камера

Подобно камере Вильсона, пузырьковые камеры работают в периодическом режиме. В настоящее время сооружают пузырьковые камеры с рабочим объемом от нескольких десятков до нескольких сот литров жидкости. В качестве жидкостей используют жидкий водород, жидкий ксенон, жидкий гелий, пропан и пентан.

Вследствие большой плотности рабочего вещества пробеги частиц оказываются достаточно короткими, и частицы даже больших энергий застревают в камере. Это позволяет наблюдать серию последовательных превращений частицы и вызываемые ее реакции.

Основная область применения пузырьковых камер – физика элементарных частиц и высоких энергий.

Искровая камера. Изобретена в 1957 году (рисунок 9). Искровая камера представляет собой герметически закрытый сосуд, заполненный инертным газом, в котором находится система плоских параллельных друг другу металлических электродов, соединенных через один. Одна группа электродов заземляется, а на другую подаются кратковременные высоковольтные импульсы (10-15 кВ). Если же через камеру пролетает ионизирующая частица, ее путь будет отмечен цепочкой искр, проскакивающих между электродами.

Искровая камера совмещает преимущества счетчиков (быстрота регистрации) и трековых детекторов (полнота информации о треках). Она близка к счетчикам, так как информация в ней выдается немедленно, без последующей обработки, и в то же время обладает свойствами трекового детектора, позволяющего определять тип частицы, ее траекторию, энергию и др.

С помощью рассмотренных методов можно непосредственно наблюдать только заряженные частицы. Нейтральные частицы непосредственно не наблюдаются, так как они не производят ионизацию, т.е. не дают треков.

Данные о массе, скорости и энергии нейтральных частиц получают косвенно, изучая характер действия этих частиц на заряженные частицы.

В настоящее время существуют и другие методы наблюдения и регистрации заряженных частиц и излучений.

3. ДОЗЫ

Результат радиационного воздействия зависит от целого ряда факторов: количества радиоактивности во внешней среде и внутри организма, вида излучения и его энергии при распаде ядер радиоактивных изотопов, накопления радиоактивных веществ в организме и их выведении и др. Наибольшее значение при этом имеет количество поглощенной энергии излучения в рассматриваемой массе вещества. В результате взаимодействия радиоактивного излучения со средой, включая биологические объекты, происходит передача ей определенной величины энергии излучения, которая затрачивается на процессы ионизации и возбуждения атомов и молекул среды. Часть излучения проходит через среду свободно, без поглощения, не оказывая на нее действия. Поэтому существует прямая зависимость между действием излучения и величиной поглощенной энергии. Это определяет дозу излучения.

Под дозой понимают меру действия ионизирующего излучения в определенной среде.

Доза ионизирующего излучения – величина, используемая для оценки воздействия ионизирующего излучения на любое вещество, ткань или живые организмы.

Доза – средняя энергия излучения, переданная веществу и рассчитанная на единицу массы или объема вещества.

3.1. Экспозиционная доза

Для количественной характеристики рентгеновского и гамма-излучений, действующих на объект, было введено понятие «экспозиционная доза».

Экспозиционная доза (X) – доза, которая характеризует ионизационную способность рентгеновского или гамма-излучения (фотонного излучения) в воздухе при энергии квантов не более 3 МэВ.

Ее еще называют физической.

Экспозиционная доза представляет собой отношение суммарного заряда всех ионов одного знака, созданных в воздухе, когда все электроны и позитроны, освобожденные фотонами в элементарном объеме воздуха с массой, полностью остановились в воздухе, к массе воздуха в указанном объеме:

$$X = \frac{\sum q}{m}$$

Экспозиционную дозу используют для оценки радиационной обстановки на местности, в рабочем или жилом помещении, обусловленной действием

рентгеновского или гамма-излучения, а также для определения степени защитных свойств материалов экранов.

За единицу экспозиционной дозы в Международной системе единиц (СИ) принят кулон на килограмм (*Кл/кг*).

Кулон на килограмм – это такая экспозиционная доза рентгеновского или гамма-излучения, при которой в результате полной ионизации (все электроны и позитроны, освобожденные фотонами) в объеме воздуха массой 1 кг производит ионы, несущие электрический заряд один кулон (*Кл*) каждого знака (+ и -).

Внесистемной единицей измерения экспозиционной дозы является рентген (*R*). Эта единица принята в обращении с 1928 года.

Рентген – экспозиционная доза рентгеновского или гамма-излучения, при которой в 1 см³ (0,001293 г) воздуха при нормальных условиях (температура 0°С и давление 760 мм рт. ст.) образуется 2,08·10⁹ пар ионов.

Рентген – экспозиционная доза рентгеновского или гамма-излучения, при которой сопряженная корпускулярная эмиссия в 1 см³ воздуха при нормальных условиях создает ионы, несущие заряд в одну электростатическую единицу электричества каждого знака.

$$1 R = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг};$$
$$1 \text{ Кл/кг} = 3,88 \cdot 10^3 R$$

Экспозиционную дозу в 1 R создает гамма-излучение источника радия с активностью 1 Ки на расстоянии 1 метр за 1 час.

Производные единицы рентгена: килорентген ($1 \text{ кР} = 10^3 R$), миллирентген ($1 \text{ мР} = 10^{-3} R$), микрорентген ($1 \text{ мкР} = 10^{-6} R$).

Экспозиционная доза неприемлема к корпускулярным видам излучения (альфа- и бета-частицам и др.), ограничена областью энергии квантов до 3 МэВ и отражает лишь меру количества фотонного излучения. Она не отражает количество энергии излучения, поглощенной объектом облучения.

3.2. Поглощенная доза

Для оценки радиационного воздействия очень важно знать количество энергии излучения, которое поглотилось объектом. Для определения меры поглощенной энергии любого вида излучения в среде было введено понятие «*поглощенная доза*». По величине поглощенной дозы, зная атомный состав вещества, энергию излучения, можно рассчитать поглощенную дозу рентгеновского и гамма-излучения в любом веществе. Энергетический эквивалент рентгена равен 88 эрг/г (энергия, затраченная на образование 2,08·10⁹ пар ионов).

Поглощенная доза (*D*), или **доза излучения** – энергия любого вида ионизирующего излучения, поглощенного единицей массы вещества:

$$D = \frac{E_{\text{погл.}}}{m} = \frac{E - E_1}{m},$$

где $E_{\text{погл.}}$ – поглощенная энергия;
 E - величина энергии, падающей на вещество;
 E_I – энергия, вышедшая из вещества.

Вместо термина «поглощенная доза излучения» допускается применение сокращенной формы «доза излучения».

Единицей измерения поглощенной дозы в Международной системе единиц является Джоуль на килограмм (Дж/кг).

Джоуль на килограмм – такая единица поглощенной дозы, при которой в 1 кг массы облученного вещества любым видом ионизирующего излучения поглощается энергия в 1 Джоуль.

Эта единица по-другому получила название **Грей (Гр)**.

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$$

Грей – единица, как и внесистемная единица рентген, является эпонимической, то есть, образована от имени ученого. Луи Гарольд Грей – английский радиобиолог, который занимался вопросами связи между физическими и биологическими эффектами излучения и внес большой вклад в развитие радиационной дозиметрии.

Используются и производные единицы от Грея: мкГр , мГр и др.

С 1953 года была введена внесистемная единица поглощенной дозы – **рад** (от англ. Radiation absorbed dose – поглощенная доза излучения), которая еще широко используется на практике в настоящее время.

Рад – поглощенная доза любого вида ионизирующего излучения, при которой в 1 г вещества поглощается энергия излучения, равная 100 эрг.

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

Применяются дольные и кратные единицы рада: килорад ($1 \text{ крад} = 10^3 \text{ рад}$), миллирад ($1 \text{ мрад} = 10^{-3} \text{ рад}$), микрорад ($1 \text{ мкрад} = 10^{-6} \text{ рад}$).

Для расчета поглощенной дозы используют формулу:

$$D = X \cdot f,$$

где D – поглощенная доза;

X – экспозиционная доза,

f – коэффициент переходный, устанавливаемый опытным путем на фантоме.

Например, для воздуха коэффициент равен 0,88, для воды и мягких тканей – 0,93, для костной ткани – от 2 до 5, для жировой ткани – 0,6, для живого организма в целом – 0,93.

В воздухе доза излучения в 1 Р энергетически эквивалентна 88 эрг/г , поглощенная доза из определения равна 100 эрг/г , следовательно, поглощенная доза в воздухе составит $0,88\text{ рад}$ ($88:100 = 0,88$).

В условиях лучевого равновесия, при котором сумма энергий заряженных частиц, покидающих рассматриваемый объем, соответствует сумме энергий заряженных частиц, входящих в этот объем, можно установить энергетический эквивалент экспозиционной дозы.

Экспозиционной дозе в воздухе $X = 1\text{ Р}$ соответствует поглощенная доза $D = 0,873\text{ рад}$, а $1\text{ Кл/кг} = 33,85\text{ Гр}$. В биологической ткани: 1 Р соответствует $0,96\text{ рад}$ и 1 Кл/кг соответствует $33,85\text{ Гр}$. Таким образом, с небольшой погрешностью (до 5%) при равномерном облучении фотонным излучением поглощенная доза в биологической ткани совпадает с экспозиционной дозой, измеренной в рентгенах.

Поглощенная доза не зависит от вида и энергии ионизирующего излучения и определяет степень радиационного воздействия, то есть является мерой ожидаемых последствий облучения.

Поглощенная доза учитывает только энергию, переданную веществу, но не учитывает «качество излучения». Одинаковые дозы различных видов излучения оказывают на организмы разное действие, обусловленное неодинаковой плотностью ионизации. Чем выше удельная ионизация, тем больше эффект биологического действия облучения.

3.3. Эквивалентная доза

Для оценки биологической эффективности различных видов излучения введено понятие эквивалентной или *биологической* дозы облучения.

Принято сравнивать биологические эффекты, вызываемые любыми ионизирующими излучениями, с эффектами от фотонного, то есть рентгеновского и гамма-излучения, а также пространственное распределение в облучаемом объекте поглощенной энергии. При одинаковой поглощенной дозе альфа-излучение гораздо опаснее бета- или гамма-излучения. Для учета этого явления и введено понятие «эквивалентная доза».

Эквивалентная доза (H) – поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения (W_R):

$$H_{TR} = D_{TR} \cdot W_R,$$

где D_{TR} – средняя поглощенная доза в органе или ткани;

W_R – взвешивающий коэффициент для излучения R .

При воздействии различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения:

$$H_i = \sum_i^{i=1} D_i \cdot W_{Ri}$$

Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W_R) – используемые в радиационной защите множители поглощенной дозы, учитывающие относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов.

С этой целью использовали коэффициент качества (Q) и относительной биологической эффективности ($ОБЭ$), показывающие во сколько раз эффективность биологического действия данного вида излучения больше, чем рентгеновского или гамма-излучения при одинаковой поглощенной дозе в тканях. Чем выше удельная ионизация, тем больше значения коэффициента $ОБЭ$ или Q .

Коэффициент качества излучения предназначен для учета влияния микрораспределения поглощенной энергии на степень проявления вредного биологического эффекта и выбирается на основе имеющихся значений коэффициента $ОБЭ$ (таблица 1).

Таблица 1 - Взвешивающие коэффициенты для расчета эквивалентной дозы

Вид излучения и диапазон энергий	Взвешивающий коэффициент
Фотоны любых энергий	1
Электроны	1
Протоны с энергией меньше 10МэВ	10
Нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
Нейтроны с энергией от 10 кэВ до 100 кэВ	10
Нейтроны с энергией от 100 кэВ до 2 МэВ	20
Нейтроны с энергией от 2 МэВ до 20 МэВ	10
Нейтроны с энергией более 20 МэВ	5
Альфа – частицы с энергией меньше 10МэВ	20
Осколки деления, тяжелые ядра	20

Эквивалентная доза является основной величиной, определяющей уровень радиационной опасности при хроническом облучении человека и животных в малых дозах.

В международной системе единиц (СИ) за единицу эквивалентной дозы принят **Зиверт** ($Зв$). Единица Зиверт предназначена только для использования в области радиационной безопасности.

Эта единица измерения эквивалентной дозы получила название в честь шведского ученого Рольфа Зиверта, который занимался исследованиями в области дозиметрии и радиационной безопасности.

Зиверт – эквивалентная доза любого вида излучения, поглощенная 1 кг биологической ткани и создающая такой же биологический эффект, как и поглощенная доза в 1 Гр фотонного излучения.

Внесистемной единицей измерения эквивалентной дозы является **бэр** (аббревиатура – биологический эквивалент рада).

Бэр – величина эквивалентной дозы любого вида ионизирующего излучения, поглощенное 1 гр биологической ткани, при котором наблюдается тот

же биологический эффект, что и при поглощенной дозе фотонного излучения в Град.

$$1 \text{ бэр} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Дж/кг};$$
$$100 \text{ бэр} = 1 \text{ Зв}$$

3.4. Эффективная доза

Риск развития стохастического эффекта облучения зависит не только от эквивалентной дозы, но и от радиочувствительности тканей и органов, подвергшихся облучению. Радиочувствительность органов и тканей учитывает эффективная доза.

Различают эффективную, эффективную ожидаемую при внутреннем облучении, эффективную коллективную и эффективную годовую дозы.

Доза эффективная (E) – величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела, и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности.

Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органе $H_{тТ}$ на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного органа или ткани:

$$E = \sum W_T \cdot H_{тТ},$$

где $H_{тТ}$ – эквивалентная доза в ткани за время t ,

W_T – взвешивающий коэффициент для ткани.

Таким образом, умножив эквивалентную дозу на соответствующие коэффициенты и просуммировав по всем органам и тканям, получим эффективную дозу.

Единица измерения эффективной дозы в СИ – **Зиверт (Зв)**.

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов при расчете эффективной дозы (W_T) – это множители эквивалентной дозы в органах и тканях, используемые в радиационной защите для учета различной чувствительности разных органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации.

Взвешивающий коэффициент для тканей характеризует относительный вклад данного органа или ткани в суммарный ущерб здоровья из-за развития стохастических эффектов. Сумма всех коэффициентов для организма равна единице (таблица 2).

Таблица 2 – Взвешивающие коэффициенты при расчете эффективной дозы

Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Легкие, желудок, толстый кишечник	0,12
Пищевод, печень	0,05
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа, клетки костных поверхностей	0,01
Остальные органы	0,05

Доза эффективная ожидаемая при внутреннем облучении – доза за время, прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм.

Доза эффективная коллективная (S) – мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения.

Она определяется как сумма индивидуальных эффективных доз, или величина, характеризующая полное воздействие излучения на группу людей:

$$S = \sum E_n \cdot N_n ,$$

где E_n – средняя эффективная доза на n -ю подгруппу группы людей;

N_n – число людей в подгруппе.

Доза измеряется в *человеко-зивертах* (чел.-Зв).

Доза эффективная (эквивалентная) годовая – сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

Единица эффективной годовой дозы в СИ – *зиверт* (Зв).

Из рассмотренных видов доз экспозиционная доза характеризует ионизиционную способность, другие характеризуют энергетическое действие радиоактивного излучения.

Надо отметить, что существуют и другие виды доз. Например, различают дозу в воздухе, на поверхности или в глубине облучаемого объекта, очаговую и интегральную дозы.

Для оценки *радиочувствительности* и *радиопоражаемости* организма животных принято использовать термины – $ЛД_{50/30}$ и $ЛД_{100/30}$ – дозы облучения, которые вызывают смерть (гибель) соответственно 50% и 100% животных в течение 30 суток.

3.5. Расчет доз при внутреннем облучении

При работе с открытыми источниками ионизирующих излучений радиоактивные вещества вследствие нарушения техники безопасности или аварии могут попасть внутрь организма через дыхательные пути, желудочно-кишечный тракт, поры кожи и открытые повреждения. Иногда радиоактивные вещества вводятся в организм с диагностической, терапевтической или экспериментальной целями. Определить дозу, полученную при внутреннем облучении трудно и особенно тогда, когда неизвестно количество радиоактивного вещества, поступившего в организм.

Следует отметить, что при одних и тех же количествах радиоактивных веществ внутреннее облучение во много раз опаснее внешнего.

Это связано с рядом особенностей:

- резко возрастает время облучения, так как попавший внутрь радионуклид вступает в химическую связь с элементами живой ткани и медленно выводится из нее;

- расстояние от источника до объекта сокращается практически до нуля, а телесный угол, при котором излучение воздействует на организм, достигает 4π ;

- внешнее облучение воздействует на все ткани практически в равной степени, тогда как радиоактивные вещества внутри организма отлагаются неравномерно и могут концентрироваться вблизи особо чувствительных к излучению и важных в жизнедеятельности органов или непосредственно в них (критические органы – важные органы, которые повреждаются в данном диапазоне доз, что ведет к гибели);

- наибольшая опасность внутреннего облучения связана с тем, что в числе поражающих факторов при внутреннем облучении необходимо учитывать линейную плотность ионизации (особенно к альфа-излучению).

Поэтому дозу при внутреннем облучении чаще всего рассчитывают, используя различные биологические константы.

В основу оценки доз внутреннего облучения положено содержание радиоактивных веществ в критическом органе, и определяется оно по двум факторам: поступление в критический орган и выведение из него.

Параметром, описывающим эти процессы, является *коэффициент всасывания (резорбции)* – отношение количества радиоактивных веществ, переходящего в кровь, к полному поступлению его в орган через органы дыхания и пищеварения.

Необходимо отметить, что методика не учитывает возрастных особенностей человека и использует в расчетах обобщенные параметры (площадь тела $1,8\text{м}^2$, возраст 20-30 лет, рост 170 см, вес 70 кг, продолжительность жизни 70 лет).

Содержание радиоактивных веществ в организме течением времени уменьшается в результате двух одновременно протекающих процессов: физического распада и биологического выведения из организма. Таким образом, эффективная постоянная выведения $\lambda_{\text{эфф}}$ определяется формулой:

$$\lambda_{\text{эфф}} = \lambda_{\text{физ}} + \lambda_{\text{биол}},$$

где $\lambda_{\text{физ}}$ – постоянная физического распада;

$\lambda_{\text{биол}}$ – постоянная биологического выведения.

Скорость биологического выведения больше у тех радионуклидов, которые имеют меньше «схожести» с элементами живой ткани. Радиоактивные вещества, вступившие в обмен веществ, и прочие биологические соединения удерживаются в организме длительное время.

Убывание количества радионуклида внутри организма можно определить с помощью *периода эффективного полувыведения* – это время, за которое количество радиоактивного изотопа в организме уменьшается в два раза:

$$T_{\text{эфф}} = \frac{0,693}{\lambda_{\text{эфф}}} = \frac{T_{\text{физ}} \cdot T_{\text{биол}}}{T_{\text{физ}} + T_{\text{биол}}},$$

где $T_{физ}$ - период полураспада радионуклида;

$T_{биол}$ - период биологического полувыведения радионуклида из организма в процессе минерального обмена.

Доза при внутреннем облучении может быть рассчитана, если известны радиоактивный изотоп, его распределение в организме, время облучения. Со временем концентрация радиоактивных веществ в тканях уменьшается по экспоненциальному закону:

$$C_t = C_0 \cdot e^{-\lambda_{эфф} \cdot t},$$

где C_t - концентрация через некоторый промежуток времени в мКи/г;

C_0 - начальная концентрация радиоактивного изотопа в мКи/г;

e – основание натурального логарифма;

t – промежуток времени.

Мощность дозы при однократном поступлении пропорциональна концентрации и так же убывает по экспоненциальному закону:

$$P_t = P_0 \cdot e^{-\lambda_{эфф} \cdot t}$$

Полная поглощенная доза, накапливающаяся от начального момента времени до полного распада изотопа, в каком-либо органе с определенным гамма-излучателем определяется формулой:

$$D_{\gamma} = 0,032 \cdot K_{\gamma} \cdot C_0 \cdot \rho \cdot q \cdot T_{эфф},$$

где D_{γ} - поглощенная доза в радах;

0,032 – расчетный коэффициент поглощенных доз;

K_{γ} - постоянная гамма-изотопа;

C_0 - начальная концентрация радионуклида в ткани, в мКи/г;

ρ - плотность ткани, г/см³;

q - геометрический фактор, зависящий от формы и размера объекта;

$T_{эфф}$ - эффективный период полувыведения изотопа из организма.

Оценка геометрического фактора сложна и в справочниках дают ориентировочное значение для различных точек тела, условно принимая их за шар, цилиндр и т. д.

Поглощенную дозу в любой момент времени после поступления радионуклида в организм вычисляют по формуле:

$$D_{\gamma t} = 0,032 \cdot K_{\gamma} \cdot C_0 \cdot \rho \cdot q \cdot T_{эфф} \cdot \left(1 - e^{-\frac{0,693}{T_{эфф}} \cdot t} \right),$$

где t – время в днях.

Поглощенную дозу для короткоживущих радионуклидов, распадающихся практически полностью в течение первых суток или одной недели после поступления в ткань, рассчитывают по формуле:

$$D_{\beta t} = 73,8 \cdot C_0 \cdot \bar{E}_{\beta} \cdot T_{\text{эфф}},$$

где 73,8 – постоянный расчетный коэффициент поглощенной дозы, если концентрация изотопа выражена в мКи/г;

E - средняя энергия бета-частиц, выраженная в МэВ.

Поглощенную дозу за момент времени определяют формулой:

$$D_{\beta t} = 73,8 \cdot C_0 \cdot \bar{E}_{\beta} \cdot T_{\text{эфф}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{0,693}{T_{\text{эфф}}}t} \right)$$

Альфа-излучающие вещества при попадании внутрь организма оказывают более выраженный биологический эффект при равной концентрации на 1г ткани. Это обусловлено высокой плотностью ионизации среды.

Поглощенную дозу от альфа-частиц за некоторый промежуток времени, когда заметно снижается концентрация изотопа вследствие физических и биологических процессов, рассчитывают по формуле:

$$D_{\alpha t} = 73,8 \cdot C_0 \cdot \bar{E}_{\alpha} \cdot W_{\alpha} \cdot T_{\text{эфф}} \cdot \left(1 - e^{-\frac{0,693}{T_{\text{эфф}}}t} \right),$$

где E_{α} - средняя энергия альфа-частиц;

W_{α} - взвешивающий коэффициент при расчете эквивалентной дозы для альфа-излучения.

Поглощенная доза при одновременном нахождении в организме альфа-, бета- и гамма –излучающих изотопов определяется как сумма доз для каждого вида излучения:

$$D = D_{\alpha} + D_{\beta} + D_{\gamma}$$

3.6. Расчет доз при внешнем облучении

Поглощенная доза фотонного излучения в веществе с известным химическим составом в условиях электронного равновесия может быть рассчитана по экспозиционной дозе:

$$D = f \cdot X,$$

где D - поглощенная доза в тканях, выраженная в радах;

f - энергетический эквивалент экспозиционной дозы, зависящий от природы облученного вещества (возрастает с увеличением атомного номера

элементов, входящих в состав облученного вещества) и от выбора единиц;

X - экспозиционная доза в рентгенах.

Если в воздухе доза излучения в 1Р энергетически эквивалентна 88эрг/г, то поглощенную дозу можно записать:

$$D_B = 0,88 \cdot X = 0,88 \cdot 1 = 0,88$$

Таким образом, для воздуха поглощенная доза в 0,88 рад соответствует экспозиционной дозе в 1Р.

Зная экспозиционную дозу в рентгенах, измеренную в воздухе, можно определить поглощенную дозу в воздухе в радах.

Для биологической ткани или других веществ, отличных от воздуха, соотношение между поглощенной дозой в биологической ткани и поглощенной дозой в воздухе определяется формулой:

$$D_T = D_B \cdot \left[\frac{\mu_{mT}}{\mu_{mB}} \right],$$

где μ_{mT} , μ_{mB} - массовые коэффициенты поглощения энергии в ткани и воздухе, м²/кг.

$$\left[\frac{\mu_{mT}}{\mu_{mB}} \right] = 1,09 \pm 0,02$$

Так как , то получаем:

$$D_T = D_B \cdot \left[\frac{\mu_{mT}}{\mu_{mB}} \right] = 0,88 \cdot X_B \cdot \left[\frac{\mu_{mT}}{\mu_{mB}} \right] = 0,88 \cdot 1,09 \cdot X_B$$

Так как взвешивающий коэффициент для расчета эквивалентной дозы для фотонного излучения равен единице, то получаем:

$$H = W_R \cdot D = W_R \cdot 0,96 \cdot X_B = 0,96 \cdot X_B$$

То есть оценка эквивалентной дозы сводится к вычислению экспозиционной дозы и поглощенной дозы.

3.7. Мощность доз

Действие излучения зависит не только от общей дозы, полученной объектом облучения, но и от скорости, с которой эта общая доза нарастает. Суммарная доза излучения выше смертельной, полученная организмом за длительный промежуток времени, может не вызвать лучевого поражения. Доза меньше

смертельной, но полученная за малый промежуток времени, может привести к гибели организма. В связи с этим было введено понятие мощности дозы.

Мощность дозы (P) – доза излучения, отнесенная к интервалу времени, за который она получена. Мощность дозы характеризует скорость накопления дозы за промежуток времени:

$$P = \frac{\Delta D}{\Delta t},$$

где D – доза излучения (экспозиционная, поглощенная, эквивалентная и др.);

t – интервал времени (час, мин., с).

Мощность дозы может изменяться со временем.

Мощность экспозиционной дозы – отношение изменения экспозиционной дозы за интервал времени к этому интервалу:

$$P_X = \frac{\Delta X}{\Delta t},$$

Единицей измерения мощности экспозиционной дозы в системе СИ является **Ампер на килограмм**:

$$\left[P_X \right] = \frac{\text{Кл}}{\text{кг} \cdot \text{с}} = \frac{\text{А}}{\text{кг}}$$

Внесистемной единицей – **Рентген в час (P/ч)**, миллирентген в час (мP/ч), микрорентген в час (мкP/ч), или производные: рентген в минуту (P/мин), рентген в секунду (P/с).

$$1 \text{ А/кг} = 1,08 \cdot 10^7 \text{ P/ч} = 1,08 \cdot 10^{13} \text{ мкP/ч};$$

$$1 \text{ P/ч} = 10^5 \text{ мP/ч} = 10^6 \text{ мкP/ч};$$

$$1 \text{ мP/ч} = 10^3 \text{ мкP/ч}$$

Мощность экспозиционной дозы соответствует значению «уровень гамма-фона», так как экспозиционная доза характеризует только действие рентгеновского и гамма-излучений в воздухе.

Нормативным для Республики Беларусь считается уровень гамма-фона не более 20 мкP/ч, или 0,020 мP/ч.

Мощность поглощенной дозы – изменение поглощенной дозы за интервал времени:

$$P_D = \frac{\Delta D}{\Delta t}$$

Единицей измерения мощности поглощенной дозы в системе СИ является Ватт на килограмм:

$$\left[P_D \right] = \frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{с}} = \frac{\text{Вт}}{\text{кг}}$$

Допускается на практике использование Гр/ч, Гр/с. внесистемные единицы мощности поглощенной дозы: рад в час (рад/ч), рад в минуту (рад/мин), рад в секунду (рад/с).

Мощность эквивалентной дозы – изменение эквивалентной дозы за интервал времени:

$$P_H = \frac{\Delta H}{\Delta t}$$

Для измерения мощности эквивалентной дозы используют единицы: Зв/год, Зв/с, мЗв/с (в СИ); бэр/год, бэр/с (внесистемные единицы) и др.

Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения (нормативная) для Республики Беларусь составляет не более 0,20 мкЗв/ч (0,20 мкЗв/ч = 20 мкР/ч).

В соответствии с рекомендациями Международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ) и Всемирного общества здравоохранения (ВОЗ) радиационный фон, соответствующий естественному фону 0,1-0,2 мкЗв/час (10-20 мкР/час), признано считать нормальным уровнем, уровень 0,2-0,6 мкЗв/час (20-60 мкР/час) – допустимым, а уровень выше 0,6-1,2 мкЗв/час (60-120 мкР/час) с учетом эффекта экранирования считается повышенным.

3.8. Дозиметрические приборы

Для измерения экспозиционной, поглощенной, эквивалентной доз или мощностей этих доз, интенсивности излучения используются приборы, получившие название «дозиметры». Дозиметрические приборы позволяют также определять перенос энергии или передачу энергии объекту, находящемуся в поле излучений.

Дозиметрические приборы состоят из детектора, радиотехнической схемы, усиливающей ионизационный ток; регистрирующего или показывающего устройства, блока питания (сетевой или аккумуляторный). Дозиметры могут быть стационарными, переносными или носимыми (полевыми) и индивидуальными.

Стационарные дозиметры: «Кактус»; СД-1М (сигнализатор превышения мощности дозы); ИМДЦ-70 (измеритель мощности дозы); «Система» (установка дозиметрического контроля); СПСС-02 (сигнализатор превышения пороговой скорости счета импульсов); СДК-АТ21 (система дозиметрического контроля).

Переносные дозиметры. Переносные и полевые дозиметры: ДП-5А, ДП-5Б, ДП-5В (полевые рентгенометры и измерители мощности дозы); ДРГЗ-02, ДРГЗ-03, ДРГЗ-04; ДКГ-01 «Сталкер» (измеритель мощности дозы); «Белла» (индикатор внешнего гамма-излучения); ДКС-АТ1121, ДКС-АТ1123 (дозимет-

ры непрерывного и импульсного рентгеновского и гамма-излучения); EL 1101 (дозиметр гамма-излучения); ДРГ-01Т1 «Эксперт»; ДБГ-06Т, ДБГ-08Т; «Мастер-1», ДБГ-07Б «Экспресс» (бытовые дозиметры); МКС-1117А (дозиметр-радиометр альфа-бета-гамма-излучения); МКС-АТ6130, СРП 68-01, СРП-88, АНРИ-01 «Сосна», РКСБ-104, Белрад-04, МКС-06Н «Инспектор», РКС-107 (комбинированные дозиметры-радиометры) и др. Некоторые из них представлены на рисунках 13-15.

Индивидуальные дозиметры: КИД-1, КИД-2, КИД-6, КИД-10, ДК-02, ДП-22-В, ДП-24 (комплекты дозиметрического контроля); ИЛК (люминесцентные дозиметры); ИФКУ-1, ИФКУ-3 (фотопленочный контроль); ДКГ-АТ2503, ДКС-АТ3509 (индивидуальные цифровые дозиметры) и др.

Некоторые из перечисленных дозиметров представлены в приложениях.

4. ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

Радиационная обстановка – это обстановка, которая складывается на территории административного района или объекта в результате радиоактивного загрязнения местности и требует принятия мер по исключению или минимизации радиационных потерь среди населения от ионизирующих излучений.

Высокая опасность воздействия ионизирующих излучений на человека требует для обеспечения радиационной безопасности персонала предприятий и населения строго соблюдать основные принципы и нормы радиационной безопасности:

- непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения (ПДД для населения 1 мЗв/год, для персонала 20 мЗв/год);
- исключение всякого необоснованного облучения;
- поддержание на возможно низком уровне индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц.

Радиационная обстановка характеризуется масштабами и характером радиоактивного загрязнения. При оценке влияния радиоактивного загрязнения на жизнедеятельность населения обязательно учитывают размеры зон радиоактивного загрязнения, уровни радиации, степень защищенности людей от ионизирующих излучений.

Под **оценкой радиационной обстановки** понимается решение основных задач по различным вариантам действий населения и персонала объектов экономики в условиях радиоактивного загрязнения, анализ полученных результатов и выбор наиболее целесообразных вариантов действий, при которых исключаются радиационные поражения людей. Эта проблема решается проведением радиационного контроля.

Радиационный контроль – получение информации о радиационной обстановке в организации, окружающей среде и об уровнях облучения людей, включает в себя дозиметрический контроль.

Дозиметрический контроль – это комплекс организационных и технических мероприятий по определению доз облучения людей с целью количественной оценки эффекта воздействия на них ионизирующих излучений.

Проблемы дозиметрического контроля решаются проведением радиационного мониторинга.

Радиационный мониторинг – измерение уровня дозы, мощности дозы или активности для оценки или контроля облучения в результате воздействия излучения или радиоактивных веществ, а также интерпретация результатов.

Ситуация планируемого облучения – это ситуация облучения, которая возникает в результате запланированной эксплуатации источника или запланированной деятельности, которая приводит к облучению от источника. Поскольку меры по обеспечению защиты и безопасности могут быть приняты до начала осуществления соответствующей деятельности, сопутствующее облучение и вероятность его возникновения могут быть ограничены с самого начала. Основное средство контроля облучения в ситуациях планируемого облучения – это надлежащее проектирование установок, оборудования и рабочих процессов, а также обучение. В ситуациях планируемого облучения может ожидать облучение некоторого уровня.

Требования, относящиеся к ситуациям планируемого облучения, применяются к таким видам практической деятельности, как использование излучений или радиоактивных веществ в медицинских, промышленных, ветеринарных, сельскохозяйственных, юридических целях или для целей обеспечения безопасности и сохранности, когда такое использование может влиять на радиационное облучение.

Существует три вида радиационного мониторинга: повседневный, проблемно-ориентированный и специальный.

Повседневный мониторинг – как часть ежедневных операций, демонстрирующих, что уровень контроля адекватен регуляторным требованиям.

Проблемно-ориентированный мониторинг – применяется к специфическим операциям для получения данных, которые могут быть использованы для принятия решений связанных с безопасностью, или как часть процесса оптимизации.

Специальный мониторинг – обычно является частью исследования сопровождающего происшествия или сверхнормативное воздействие радиационных факторов на персонал.

Каждый из этих видов может быть разделен на мониторинг рабочего пространства и индивидуальный мониторинг.

Мониторинг рабочего места включает измерение радиологических условий на рабочем месте, обычно контролируют следующие показатели: мощность дозы внешнего облучения и плотность потока бета-частиц, удельную активность.

Для обеспечения радиационной безопасности на рабочих местах в лаборатории контролируется радиационный фон с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ6130. Значение радиационного фона не должно превышать 0,2 мкЗв/ч.

Степень опасности поражения людей определяется величиной дозы облучения. Степень загрязнения местности оценивается мощностью дозы (уровнем радиации). Уровень радиации характеризует интенсивность радиоактивных излучений, является показателем скорости накопления дозы облучения за единицу времени.

Для проведения радиационного контроля применяется дозиметр-радиометр МКС-АТ6130.

Дозиметр-радиометр МКС-АТ6130 измеряет: мощность эквивалентной дозы рентгеновского и гамма-излучения внешнего облучения в диапазоне 0,1 мкЗв/ч до 10 мЗв/ч, дозы рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне 0,1 мкЗв до 100 мЗв, плотность потока бета-частиц, испускаемых с загрязненных поверхностей в диапазоне от 10 до 10^4 част/(мин см²) и скорость счета импульсов зарегистрированного рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 0 до $1,1 \cdot 10^4$ имп/с.

На передней панели прибора находятся мембранная панель управления (1), ЖКИ (2) и светодиодный индикатор (3) (рисунок 10). На задней стенке прибора расположена откидывающаяся на шарнирах крышка-фильтр с магнитным фиксатором (4), метка центра детектора (5) и этикетка с характеристикой прибора (6).

Принцип действия прибора основан на измерении интенсивности импульсов, генерируемых в газоразрядном счетчике Гейгера-Мюллера под воздействием регистрируемого рентгеновского, гамма- и бета-излучения. Детектор (газоразрядный счетчик) расположен на задней стенке корпуса, в котором имеется соответствующее окно, закрытое полимерной металлизированной пленкой.

После включения прибор автоматически переходит в режим индикации:

- мощности дозы с закрытой крышкой-фильтром;
- плотности потока бета-частиц с открытой крышкой-фильтром.



1 – мембранная панель управления; 2 – жидкокристаллический индикатор (ЖКИ);

3 – светодиодный индикатор; 4 – крышка-фильтр с магнитным фиксатором;

5 – метка центр детектора; 6 – этикетка с характеристикой прибора

Рисунок 10 - Общий вид дозиметра-радиометра МКС-АТ6130

На нижней торцевой крышке находится пробка входного отверстия батарейного отсека и этикетка со схемой установки элементов питания.

В режиме индикации мощности дозы на табло выводится среднее значение мощности дозы (мкЗв/ч, мЗв/ч) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%). Параметр статистической погрешности изменяется от 200% до 1%.

С изменением радиационной обстановки прибор автоматически начинает новый цикл измерений мощности дозы. Момент начала нового цикла измерения сопровождается короткой звуковой и световой индикацией. Начать новый цикл измерений мощности дозы можно также вручную, нажав кнопку «ПУСК».

Порядок выполнения работы и обработка результатов. Произвести внешний осмотр прибора в соответствии с руководством по эксплуатации (паспортом): проверить отсутствие видимых механических повреждений, четкость маркировочных надписей.

При измерениях мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения магнитная крышка-фильтр должна быть закрыта.

Включите прибор нажатием кнопки ПУСК/ОТКЛ. и через 3–5 с и после завершения самоконтроля прибор переходит в режим индикации измерений. Дозиметры с газоразрядными счетчиками располагают горизонтально, при этом центр детектора (обозначен специальной меткой) должен быть направлен вниз. Для дозиметров и дозиметров-радиометров со сцинтилляционными детекторами основную ось детектора располагают вертикально, при этом открытый торец детектора должен быть направлен вниз. В режиме индикации мощности дозы на табло выводится среднее значение мощности дозы ($\mu\text{Sv/h}$, mSv/h) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).

Режим «измерение» является режимом измерения МЭД в контрольных точках, выбираемых в соответствии со схемой радиационного контроля или ТНПА на проведение измерений.

При использовании дозиметра в режиме “измерение” отсчет показаний производят в конце измерения, при достижении необходимого значения статистической погрешности. Показания на цифровом табло сохраняются до момента нажатия соответствующей кнопки и запуска дозиметра на новый цикл измерения.

В режиме «измерение» на табло дозиметра-радиометра выводится текущее среднее значение измеряемой МЭД и соответствующее ему значение статистической погрешности.

При определении МЭД с применением СИ с индикацией статистической погрешности с нефиксированным временем измерения выполняют измерения не менее 3 раз при статистической погрешности прибора не более 30% - результатом измерения является среднее значение МЭД и 1 измерение при статистической погрешности прибора 15%.

Порядок проведения измерений МЭД при обследовании различных объектов.

При обследовании территории измерение МЭД проводят на высоте 1 м от поверхности. При проведении преддезактивационного обследования для участков с повышенным радиационным фоном дополнительно проводят измерения МЭД на высоте 2-3 см от поверхности. При обследовании зданий особое внимание следует обратить на крыши, водостоки, входы и выходы вентиляционных систем, щели, выбоины и т.д., где возможно скопление радиоактивных веществ. При радиационном обследовании земельного фонда дополнительно проводят измерения МЭД на высоте 3-4 см от поверхности в точках отбора проб.

При обследовании зданий и сооружений измеряют МЭД в каждом помещении (комнате) в пяти точках на высоте 1 м над уровнем пола (четыре измерения по углам помещения и одно в центре).

Обследование оборудования, техники, транспортных средств включает измерение МЭД в характерных точках (кабина водителя, салон автомобиля, рабочее место обслуживающего персонала и т. д.).

Обследование транспортных контейнеров осуществляют на поверхности и на расстоянии 2 м от контейнера.

При аттестации рабочих мест специалистов, работающих с источниками ионизирующих излучений, измерения проводятся на высотах 0,1; 0,9 и 1,5 м от поверхности пола.

Измерение МЭД на реперной площадке дозиметрических постов сети наблюдения проводят на расстоянии 1 м от поверхности земли.

Результат каждого измерения заносят в рабочий журнал.

Оформление результатов. Результаты измерений регистрируют в рабочем журнале. При необходимости выдают протокол измерения МЭД.

5. ЗАДАЧИ

1. Определить поглощенную дозу гамма-излучения в воздухе, если экспозиционная доза составляет 20 Р.

2. Организм массой 70 кг облучился бета-частицами, которые передали ему энергию в 350 мДж. Определить поглощенную и эквивалентные дозы.

3. Организм массой 90 кг облучился альфа-частицами, которые передали ему энергию в 200 мДж. Определить поглощенную и эквивалентные дозы.

4. Рассчитать эквивалентную дозу, если поглощенная доза гамма-излучения равна 12 рад, 50 рад, 120 рад.

5. Определить эквивалентную дозу при одновременном облучении гамма- и нейтронным излучением, если поглощенная доза гамма-излучения равна 0,5 рад, доза тепловых нейтронов – 0,2 рад и доза быстрых нейтронов – 0,1 рад.

6. Вычислить эквивалентную дозу от смешанного источника излучения, если поглощенные дозы составили: от бета-излучения – 0,5 Гр, альфа-излучения – 2 Гр, гамма-излучения 4 – Гр.

7. Вычислить эффективную дозу в костном мозге от смешанного источника излучения, если поглощенная доза от гамма-излучения 1 рад, от бета-излучения – 10 рад, от альфа-излучения – 1 рад и от быстрых нейтронов – 1 рад.

8. При рентгенологическом обследовании грудной клетки доза облучения легких составила 180 мкЗв, молочной железы - 30 мкЗв, щитовидной железы – 50 мкЗв, красного костного мозга – 110 мкЗв, гонад – 10 мкЗв, поверхностной костной ткани – 23 мкЗв, желудка, кишечника, печени, почек, селезенки, поджелудочной железы – по 20 мкЗв. Определить величину эффективной дозы пациента.



Газоразрядные счетчики горизонтального типа



Газоразрядные счетчики торцевого типа



Сцинтилляционный детектор (в разобранном и собранном виде)



Дозиметр-радиометр РКСБ-104



Дозиметр-радиометр Белрад-04



Дозиметр-радиометр МКС-АТ 1117



Дозиметр-радиометр МКС-АТ 1125

ЛИТЕРАТУРА

1. Алешкевич, Н.А. Радиационные измерения : практическое пособие / Н.А. Алешкевич, В. Е. Гайшун, Д. Л. Коваленко; ГГУ им. Ф. Скорины. – Гомель : ГГУ им. Ф. Скорины, 2009. – 56 с.
2. Белов, А. Д. Ветеринарная радиобиология : учебник для высших учебных заведений по специальности «Ветеринария» / А. Д. Белов, В. А. Киршин. – 2-е изд., перераб. и доп. – Москва : Агропромиздат, 1987. – 287 с.
3. Клименков, К. П. Дозиметрия ионизирующих излучений : учебно-методическое пособие для студентов по специальности «Ветеринарная медицина», «Зоотехния», слушателей ФПК и переподготовки кадров, ветеринарных специалистов подразделений радиационного контроля / К. П. Клименков, В. П. Гурин ; Витебская государственная академия ветеринарной медицины. – Витебск : ВГАВМ, 2007. – 25 с.
4. Постник, М. И. Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях : учебник для студентов технических специальностей вузов / М. И. Постник. – Минск : Вышэйшая школа, 2003. – 398 с.
5. Радиобиология : учебник для вузов / А. Д. Белов [и др.] ; ред. А. Д. Белов. – Москва : Колос, 1999. – 384 с.
6. Чернуха, Г. А. Радиационная безопасность : учебное пособие для студентов сельскохозяйственных вузов / Г. А. Чернуха, Н. В. Лазаревич, Т. В. Лаломова. – Минск : ИВЦ Минфина, 2006. – 236 с.
7. Фокин, А.Д. Сельскохозяйственная радиология: учебник для вузов / А.Д. Фокин, А. А. Лурье, С. П. Торшин. – Москва : Дрофа, 2005. – 367 с.

КАФЕДРА РАДИОЛОГИИ И БИОФИЗИКИ УО ВГАВМ

Кафедра радиологии и биофизики (до декабря 2011 года – кафедра физики и основ высшей математики) была создана в институте в ноябре 1931 г. и входит в состав биотехнологического факультета.

В настоящее время на кафедре работают: 1 профессор, 3 доцента – кандидата наук, 4 старших преподавателя и 3 лаборанта.

На кафедре занимаются студенты 1-5-х курсов факультета ветеринарной медицины, биотехнологического факультета, заочной формы обучения, ФПК и ПК. Студенты изучают следующие дисциплины: «Физика и биофизика», «Физика с основами биофизики», «Высшая математика», «Ветеринарная радиология», «Радиобиология и радиационная экспертиза», «Радиобиология», «Безопасность жизнедеятельности человека». Все дисциплины на факультетах преподаются по программам, наиболее приближенным к будущим специальностям студентов.

Преподавателями кафедры проводится большая учебно-методическая и научно-исследовательская работа. Основное направление учебно-методических исследований: «Активизация учебного процесса и индивидуальный подход в обучении».

Проводятся научные исследования по теме «Влияние различных физических факторов (магнитных, электромагнитных полей, ионизирующего излучения) на биологические системы».

Студенты привлекаются к выполнению совместных научно-исследовательских работ, написанию научных рефератов. Лучшие студенты являются участниками внутривузовских и международных научных конференций, республиканских конкурсов.

Приглашаем к сотрудничеству!
Телефон для справок 8 (0212) 51-73-70



Учреждение образования «Витебская ордена «Знак Почета» государственная академия ветеринарной медицины»

Витебская ордена «Знак Почета» государственная академия ветеринарной медицины является старейшим учебным заведением в Республике Беларусь, ведущим подготовку врачей ветеринарной медицины, ветеринарно-санитарных врачей, провизоров ветеринарной медицины и зооинженеров.

Вуз представляет собой академический городок, расположенный в центре города на 17 гектарах земли, включающий в себя единый архитектурный комплекс учебных корпусов, клиник, научных лабораторий, библиотеки, студенческих общежитий, спортивного комплекса, Дома культуры, столовой и кафе, профилактория для оздоровления студентов. В составе академии 4 факультета: ветеринарной медицины; биотехнологический; повышения квалификации и переподготовки кадров агропромышленного комплекса; международных связей, профориентации и довузовской подготовки. В ее структуру также входят Аграрный колледж УО ВГАВМ (п. Лужесно, Витебский район), филиалы в г. Речице Гомельской области и в г. Пинске Брестской области, первый в системе аграрного образования НИИ прикладной ветеринарной медицины и биотехнологии (НИИ ПВМ и Б).

В настоящее время в академии обучается более 4 тысяч студентов, как из Республики Беларусь, так и из стран ближнего и дальнего зарубежья. Учебный процесс обеспечивают 324 преподавателя. Среди них 180 кандидатов, 30 докторов наук и 21 профессор.

Помимо того, академия ведет подготовку научно-педагогических кадров высшей квалификации (кандидатов и докторов наук), переподготовку и повышение квалификации руководящих кадров и специалистов агропромышленного комплекса, преподавателей средних специальных сельскохозяйственных учебных заведений.

Научные изыскания и разработки выполняются учеными академии на базе Научно-исследовательского института прикладной ветеринарной медицины и биотехнологии. В его состав входит 2 отдела: научно-исследовательских экспертиз (с лабораторией биотехнологии и лабораторией контроля качества кормов); научно-консультативный.

Располагая современной исследовательской базой, научно-исследовательский институт выполняет широкий спектр фундаментальных и прикладных исследований, осуществляет анализ всех видов биологического материала и ветеринарных препаратов, кормов и кормовых добавок, что позволяет с помощью самых современных методов выполнять государственные тематики и заказы, а также на более высоком качественном уровне оказывать услуги предприятиям агропромышленного комплекса. Активное выполнение научных исследований позволило получить сертификат об аккредитации академии Национальной академией наук Беларуси и Государственным комитетом по науке и технологиям Республики Беларусь в качестве научной организации. Для проведения данных исследований отдел научно-исследовательских экспертиз аккредитован в Национальной системе аккредитации в соответствии с требованиями стандарта СТБ ИСО/МЭК 17025.

Обладая большим интеллектуальным потенциалом, уникальной учебной и лабораторной базой, вуз готовит специалистов в соответствии с европейскими стандартами, является ведущим высшим учебным заведением в отрасли и имеет сертифицированную систему менеджмента качества, соответствующую требованиям ISO 9001 в национальной системе (СТБ ISO 9001 – 2015).

www.vsavm.by

210026, Республика Беларусь, г. Витебск, ул. 1-я Доватора, 7/11, факс (0212) 51-68-38, тел. 33-16-29 (факультет международных связей, профориентации и довузовской подготовки); 33-16-17 (НИИ ПВМ и Б); E-mail: vsavmpriem@mail.ru.

Учебное издание

Братушкина Елена Леонидовна,
Клименков Константин Петрович,
Мехова Ольга Сазоновна и др.

ДОЗИМЕТРИЯ

Учебно-методическое пособие

Ответственный за выпуск Е. Л. Братушкина
Технический редактор О. В. Луговая
Компьютерный набор Н. П. Коваленок
Компьютерная верстка Е. В. Морозова
Корректор Т. А. Драбо

Подписано в печать 29.06.2020. Формат 60×84 1/16.
Бумага офсетная. Ризография.
Усл. печ. л. 2,75. Уч.-изд. л. 2,24. Тираж 150 экз. Заказ 2055.

Издатель и полиграфическое исполнение:
учреждение образования «Витебская ордена «Знак Почета»
государственная академия ветеринарной медицины».
Свидетельство о государственной регистрации издателя, изготовителя,
распространителя печатных изданий № 1/ 362 от 13.06.2014.

ЛП №: 02330/470 от 01.10.2014 г.
Ул. 1-я Доватора, 7/11, 210026, г. Витебск.
Тел.: (0212) 51-75-71.
E-mail: rio_vsavm@tut.by
<http://www.vsavm.by>