

МЕЖГОСУДАРСТВЕННОЕ ОБРАЗОВАТЕЛЬНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
«БЕЛОРУССКО-РОССИЙСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

Кафедра «Физические методы контроля»

РАДИАЦИОННАЯ ДОЗИМЕТРИЯ

*Методические рекомендации к лабораторным работам
для студентов специальности 6-05-0716-03 «Информационно-
измерительные приборы и системы»
очной и заочной форм обучения*



Могилев 2026

УДК 620.179.15
ББК 32.842
Р15

Рекомендовано к изданию
учебно-методическим отделом
Белорусско-Российского университета

Одобрено кафедрой «Физические методы контроля» «26» февраля 2026 г.,
протокол № 7

Составитель канд. техн. наук, доц. И. В. Шилова

Рецензент канд. техн. наук, доц. С. В. Болотов

Методические рекомендации к лабораторным работам по дисциплине
«Радиационная дозиметрия» предназначены для студентов специальности
6-05-0716-03 «Информационно-измерительные приборы и системы» очной и
заочной форм обучения.

Учебное издание

РАДИАЦИОННАЯ ДОЗИМЕТРИЯ

Ответственный за выпуск

А. В. Хомченко

Корректор

А. А. Подошевка

Компьютерная верстка

М. М. Дударева

Подписано в печать . Формат 60×84/16. Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.
Печать трафаретная. Усл. печ. л. . Уч.-изд. л. . Тираж 36 экз. Заказ №

Издатель и полиграфическое исполнение:
Межгосударственное образовательное учреждение высшего образования
«Белорусско-Российский университет».
Свидетельство о государственной регистрации издателя,
изготовителя, распространителя печатных изданий
№ 1/156 от 07.03.2019.
Пр-т Мира, 43, 212022, г. Могилев.

© Белорусско-Российский
университет, 2026

Содержание

1 Техника радиационной безопасности. Радиационный и дозиметрический контроль.....	4
2 Изучение приборов и методики контроля радиационной обстановки.....	11
3 Изучение приборов и методики измерения активности радионуклидов в пищевых продуктах, водной среде, почве и растительности	17
4 Изучение приборов и методики измерения удельной активности бета- и гамма-излучений в пробах природной среды.....	21
5 Изучение приборов и методики измерения объемной активности бета- и гамма-излучений в пробах природной среды.....	25
6 Изучение приборов и методики для измерения эквивалентной дозы фотонного излучения.....	30
Список литературы	34

1 Техника радиационной безопасности. Радиационный и дозиметрический контроль

Цель работы: изучить основы дозиметрического контроля радиационной обстановки в лабораториях рентгено- и гамма-дефектоскопии.

1.1 Основные теоретические сведения

Радиационные факторы опасности. При использовании радионуклидных источников излучения основным фактором опасности является внешнее облучение персонала гамма-, бета- и нейтронным излучениями. Кроме этого, существенный вклад в радиационную нагрузку на персонал может внести тормозное излучение, возникающее при использовании бета-источников. Облучение может быть общим (облучение всего тела) или местным (облучение отдельных участков тела). При просвечивании массивных объектов контроля (ОК) направленными панорамными пучками излучения в большинстве случаев происходит сравнительно равномерное облучение всего тела дефектоскописта. При просвечивании ОК в труднодоступных местах наибольшему облучению подвергаются руки, область головы и таза.

Нерадиационные факторы опасности. Это в основном такие факторы: ток в электрических цепях установок, замыкание которого может произойти через тело человека; озон и окислы азота, образующиеся в результате радиолиза воздуха под действием рентгеновского излучения; электромагнитные поля высокой и сверхвысокой частоты, создаваемые системами питания ускорителей.

Для обеспечения безопасных условий труда при проведении радиационного контроля в нашей стране в настоящее время эффективно действует система, включающая в себя комплекс технических средств, организационных и санитарно-гигиенических мероприятий.

Принципы защиты от ионизирующих излучений при радиационном контроле. Для управления факторами, снижающими радиационную опасность, используют три принципа:

- нормирование времени облучения (профессиональной работы);
- удаление на безопасное расстояние от места просвечивания;
- использование защитных устройств.

Использование защитных устройств. Защитные устройства можно подразделить на передвижные (экраны, ширмы) и стационарные (ограждения, перекрытия и т. п.).

Конструктивные особенности защитных устройств. Персонал, работающий рядом с комнатой или боксом, где проводится просвечивание, должен быть защищен от воздействия радиации. Если строительство полностью защищенной комнаты не представляется возможным, то оборудование должно быть размещено в соответствующим образом защищенных ящиках. Ручки управления источниками излучения должны быть выведены за пределы зоны

облучения. На практике не всегда удобно вносить ОК в защищенную зону. Когда необходимо просвечивание в этих условиях, следует учитывать все три фактора безопасности: время, расстояние, защиту. Необходимо определить безопасные расстояния и оградить опасные зоны соответствующим образом отмеченными поручнями или комнатами.

Особое внимание должно быть уделено требованиям безопасности при защите от гамма-излучения. Безопасность перевозки радиоактивных веществ в значительной мере определяется качеством упаковочных комплектов. Последние должны соответствовать следующим основным требованиям: предотвращать распространение радиоактивных веществ в окружающую среду в условиях перевозки с возможными аварийными случаями; ослаблять мощность дозы до необходимого уровня.

Зарядку дефектоскопов источниками излучения можно проводить «сухим», «водным» и комбинированным способами.

Методы радиационного контроля. Для дозиметрии фотонного и нейтронного излучений используются такие методы, как ионизационный, фотографический, химический, сцинтилляционный и люминесцентный, а также активационный метод дозиметрии нейтронов и токовые дозиметры нейтронов.

Важными частями одного из конденсаторных дозиметров (типа ДК-02) является металлический цилиндр, покрытая металлом кварцевая нить (электрод), содержащая фиксированную и подвижную части, прозрачная шкала и объектив. Электрод и цилиндр образуют электроскоп. Когда между электродом и цилиндром создается разность потенциалов (от внешнего источника), электрод получает положительный заряд и движущаяся часть электрода отклоняется от неподвижной части, поскольку они, будучи положительно заряженными, отталкиваются друг от друга.

Все рабочие средства измерений, предназначенные для обеспечения безопасных условий труда, подлежат обязательной поверке государственными метрологическими органами. Приборы радиационного контроля должны подвергаться ежегодной метрологической поверке.

Дозиметрический контроль в лабораториях рентгенодефектоскопии. Рентгеновские аппараты имеют в своем составе рентгеновскую трубку, являющуюся интенсивным источником рентгеновского излучения, представляющего потенциальную опасность для здоровья людей. Кроме того, опасными и вредными факторами при эксплуатации аппаратов могут являться высокое напряжение, а также озон и окислы азота, образующиеся в результате радиолиза воздуха под действием рентгеновского излучения.

Рентгеновская трубка становится источником излучения лишь в момент подачи на нее высокого напряжения. Поэтому при перевозке и хранении аппараты не представляют радиационной опасности и не требуют принятия специальных мер защиты за исключением обеспечения их сохранности.

По способу использования аппараты делятся на стационарные, переносные и передвижные.

Стационарные аппараты используются в стационарных условиях лабораторий в специальных защитных камерах, исключаящих доступ людей

внутри камеры при работе аппарата и обеспечивающих радиационную защиту персонала, находящегося вне камеры.

Выдача переносных и передвижных аппаратов из мест постоянного хранения для проведения работ на объектах должна производиться лицом, ответственным за учет и хранение аппаратов, по письменному разрешению руководства организации. Выдача и возврат аппаратов должны регистрироваться в журнале выдачи и возврата переносных аппаратов.

Обо всех нарушениях в работе аппаратов персонал немедленно сообщает лицу, ответственному за радиационную безопасность.

Требования к помещениям лабораторий. В организациях, где проводится рентгеновская дефектоскопия, организуются рентгенодефектоскопические лаборатории (далее – лаборатории).

В соответствии с классификацией радиационных объектов по потенциальной опасности лаборатории относятся к IV категории.

Состав, количество и размеры помещений лаборатории определяются в зависимости от наличия и назначения аппаратов, их технических параметров, а также объема и характера выполняемых работ. В состав лаборатории входят следующие помещения:

- защитная камера (при наличии стационарных аппаратов);
- пультовая площадью не менее 10 м (при наличии стационарных аппаратов);
- фотокомната площадью не менее 10 м;
- помещения для персонала, обработки результатов контроля и хранения пленок;
- санитарно-бытовые помещения.

В лаборатории предусматривается помещение для размещения службы радиационной безопасности (лица, ответственного за радиационную безопасность).

Помещения лаборатории должны быть оборудованы системами отопления, вентиляции, водоснабжения, канализации и освещения в соответствии с требованиями строительных норм и правил. Защитные камеры аппаратов рекомендуется делать без естественного освещения.

Требования к конструкции аппаратов.

Аппараты оснащаются надежными системами блокировки и сигнализации, которые разрабатываются на стадии проектирования.

На установках с аппаратами в местной защите, состоящей из отдельных съемных защитных блоков, предусматриваются блокировочные устройства для автоматического отключения высокого напряжения в случае удаления либо неправильной установки любого съемного защитного блока.

На пульте управления аппаратом предусматривают световую сигнализацию, активирующуюся при включении высокого напряжения и гаснущую после окончания просвечивания.

Конструкция аппарата должна исключать возможность его включения при неисправности систем блокировки и сигнализации и обеспечивать поступление этой информации на пульт управления аппаратом.

Требования к размещению аппаратов.

Стационарные аппараты устанавливаются в специальных защитных камерах, конструкция радиационной защиты которых обеспечивает годовые установленные дозы облучения персонала и населения.

При проведении дефектоскопических работ с переносными и передвижными аппаратами для уменьшения размеров радиационно-опасной зоны и для обеспечения радиационной защиты персонала и населения могут использоваться передвижные средства радиационной защиты (защитные экраны, ширмы и т. п.).

Радиационная защита защитной камеры выполняется так, чтобы при любых допустимых режимах эксплуатации размещенных в ней аппаратов мощность дозы рентгеновского излучения на расстоянии 10 см от любой доступной точки внешней поверхности камеры, включая защитные устройства технологических проемов для подачи изделий на просвечивание и входные двери, не превышала 2,5 мкЗв/ч.

В защитной камере устанавливают звуковую или (и) световую сигнализацию, предупреждающую о необходимости немедленно покинуть рабочую камеру перед включением аппарата. Минимальное время между включением сигнализации и возможностью включения аппарата должно быть достаточным для выхода человека из защитной камеры либо использования им устройства аварийного отключения высокого напряжения.

Проведение рентгеновской дефектоскопии с использованием переносных или передвижных дефектоскопов.

При проведении рентгеновской дефектоскопии с использованием переносных или передвижных аппаратов в производственных помещениях (цехах), на открытых площадках и в полевых условиях устанавливают размеры радиационно-опасной зоны, ограждают ее и маркируют предупреждающими плакатами (надписями), отчетливо видимыми с расстояния не менее трех метров. Для ограждения радиационно-опасной зоны могут быть использованы стандартные металлические стойки, на которые навешивается шнур, либо другие виды четко видимых ограждений (проволока, деревянные рейки, сигнальная лента и т. д.). По возможности, просвечивание в производственных помещениях рекомендуется проводить в нерабочее время.

Работы по просвечиванию в производственных помещениях, на открытых площадках и в полевых условиях выполняются двумя работниками. Один из них наблюдает за отсутствием посторонних лиц в радиационно-опасной зоне.

При необходимости на месте планируемого проведения работ предусматривается специальное помещение для хранения аппаратов из расчета 3 м² на аппарат с учетом обеспечения их сохранности. При этом в учреждении, осуществляющем государственный санитарный надзор по месту планируемого проведения работ, оформляется новый санитарный паспорт на право работы с ИИИ.

Производственный и радиационный контроль.

В организациях, где проводится рентгеновская дефектоскопия, осуществляется производственный радиационный контроль.

Администрация организации разрабатывает и утверждает порядок производственного радиационного контроля, устанавливающий объем, характер и периодичность радиационного контроля, а также учет и порядок регистрации его результатов с учетом особенностей проводимых работ, и согласовывает его с органами или учреждениями, осуществляющими государственный санитарный надзор.

Порядок производственного радиационного контроля включает:

- измерение мощности дозы рентгеновского излучения на рабочих местах персонала – не реже одного раза в квартал и при каждом изменении условий просвечивания (увеличение рабочего напряжения или мощности аппарата, изменение режима его эксплуатации, изменение конструкции защитных устройств и т. п.);

- измерение индивидуальных доз внешнего облучения персонала – постоянно.

Проведение работ с использованием переносных и передвижных аппаратов:

- проверка защитных устройств (ширм, экранов и т. д.) – не реже двух раз в год и при обнаружении видимых повреждений;

- измерение мощности дозы рентгеновского излучения на рабочих местах дефектоскопистов, в смежных помещениях и определение размеров радиационно-опасных зон – один раз в квартал, а также каждый раз при изменении условий просвечивания.

Проведение работ со стационарными аппаратами, размещенными в защитных камерах:

- проверка стационарных защитных устройств – не реже одного раза в год, а также после окончания строительных и ремонтных работ, затрагивающих эти защитные устройства;

- проверка исправности систем блокировки и сигнализации – в каждую смену перед началом работы.

Проверка радиационной защиты установок с аппаратами в местной защите, технологических проемов, флуоресцирующих экранов проводится не реже одного раза в квартал.

Администрация организации обязана систематически контролировать своевременное и качественное проведение радиационного контроля, а также правильное ведение документации по учету индивидуальных доз облучения.

Дозиметрический контроль в лабораториях гамма-дефектоскопии.

Под радионуклидной дефектоскопией понимается метод неразрушающего контроля внутренней макроструктуры контролируемых объектов (наличия макроскопических технологических дефектов сварки, пайки, литья и других технологических процессов) с помощью закрытых радионуклидных источников ионизирующего излучения. В основе методов радионуклидной дефектоскопии

лежат законы ослабления различных видов ионизирующего излучения веществом и способы регистрации прошедшего через объект контроля излучения, несущего информацию о его внутренней структуре.

В организации назначается лицо, ответственное за учет и хранение источников излучения, которое осуществляет их получение, учет, хранение, выдачу и списание.

К работам по радионуклидной дефектоскопии допускаются специально обученные лица старше 18 лет, прошедшие медицинский осмотр и не имеющие медицинских противопоказаний для работы с источниками ионизирующего излучения.

Требования к устройству дефектоскопов.

Для дефектоскопии должны применяться устройства, отвечающие требованиям технических нормативных актов, норм и правил радиационной безопасности.

В нерабочем положении источники ионизирующего излучения должны находиться в защитном контейнере дефектоскопа.

В конструкции дефектоскопов должны предусматриваться специальные устройства для надежной фиксации источника излучения в положении хранения, а также устройства, исключающие возможность несанкционированного доступа к источнику посторонних лиц.

Конструкция дефектоскопов должна обеспечивать их устойчивость к механическим, температурным и атмосферным воздействиям, возможность дезактивации и радиационную безопасность при пожаре, для чего легкоплавкие материалы должны быть заключены в кожухи из тугоплавких материалов, исключающих возможность выплавления материала защиты или смещения источника из положения хранения.

Конструкция дефектоскопов должна предусматривать специальные устройства для дистанционного перемещения источника излучения в положение хранения или закрытия затвора, а также для принудительного выполнения этой операции в случае обесточивания дефектоскопа, застревания источника в ампулопроводе или любой другой аварии.

Дефектоскопы должны оборудоваться системой сигнализации (электрической, механической, цветовой, радиометрической, звуковой), включающейся при переводе источника излучения в рабочее положение. При цветовой системе сигнализации рабочему положению источника должен соответствовать красный цвет, промежуточному положению – желтый, а положению хранения – зеленый. Система механической сигнализации должна располагаться на радиационных головках дефектоскопов, а система электрической и радиометрической – на пультах управления.

1.2 Порядок выполнения работы

1 Изучить основы дозиметрического контроля радиационной обстановки в лабораториях рентгено- и гамма-дефектоскопии.

2 Изучить основные детекторы ионизирующих излучений.

3 Изучить технические характеристики, устройство и принцип работы дозиметра РКСБ-104.

4 Изучить методику дозиметрического контроля мощности эквивалентной дозы, плотности потока, удельной активности в лабораториях рентгено- и гамма-дефектоскопии.

5 После изучения методов контроля профессионального облучения персонала рассчитать защиту от прямого γ -излучения радиоактивных источников и от прямого рентгеновского излучения и дать рекомендации о необходимой толщине бетона, кирпича, свинца.

Отчет должен содержать: цель работы, краткое описание используемых дозиметров, результаты проведения измерений, выводы.

Контрольные вопросы

1 Назовите основные методы радиационной дозиметрии.

2 На каких физических принципах основаны методы радиационной дозиметрии?

3 Назовите основные приборы для проведения контроля радиационной обстановки.

4 Назовите основные детекторы ионизирующих излучений.

5 В каком порядке проводится контроль радиационной обстановки в лабораториях?

2 Изучение приборов и методики контроля радиационной обстановки

Цель работы: изучить приборы и основные методики для контроля радиационной обстановки.

2.1 Основные теоретические сведения

Радиометры используются для измерения плотности потока и мощности доз ионизирующего излучения, а также активности радионуклидов.

Спектрометры предназначены для изучения распределения излучений по энергиям, заряду, массам частиц ионизирующего излучения, для детального анализа образцов каких-либо материалов, источников ионизирующего излучения.

Дозиметры применяют для измерения индивидуальной эквивалентной дозы и мощности доз рентгеновского, бета- и гамма-излучения в диапазоне энергий от 50 кэВ до 2...3 МэВ.

В качестве детектора радиации применяются обычно:

- камерно-ионизационные газоразрядные счётчики Гейгера – Мюллера типа СБМ-20 (стандартные, бета-фильтр двухслойный, из меди и свинца, со всех сторон экранирует датчик);
- СБМ-21 (малочувствительный к низкоэнергетическому гамма-излучению и почти не реагирует на бета-излучение);
- торцевые счетчики «Бета-1/5» (окно сделано из слюды) – наиболее точные и более дорогие по сравнению с двумя вышеназванными.

Опции профессиональной аппаратуры:

- режим оперативного контроля удельной активности ^{137}Cs в жидких и сыпучих пробах в полевых условиях;
- возможность измерять плотность потока альфа- и бета-частиц с загрязненных поверхностей, мощность амбиентного эквивалента дозы и дозу рентгеновского и гамма-излучения;
- энергонезависимая память и чтение записанных данных на табло или персональный компьютер;
- возможность дальнейшего дооснащения прибора дополнительными блоками детектирования при необходимости.

Для радиометрических приборов характерен значительный разброс отсчётов (до $\pm 20\% \dots 40\%$). В этих устройствах велика и длительность времени на измерение. Для улучшения сходимости результатов, хотя бы до $\pm 10\% \dots 15\%$, увеличивают количество и время измерений (в том числе используют дублирующие аппараты). Производители уменьшают приборную погрешность, повышая чувствительность – наращивая количество и качество детекторов ионизирующего излучения (газоразрядных счётчиков или различных видов сцинтилляторов из кристаллов, специальной пластмассы или керамики) в

радиометрических устройствах, что ощутимо сказывается на стоимости комплекта.

Дозиметр ДРГ-01Т1. Предназначен для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения и может применяться для оперативного контроля работниками служб радиационной безопасности, дефектоскопических лабораторий, станций и т. п., на предприятиях народного хозяйства, в медицинских учреждениях. Широко используется также в структурах МЧС и Министерства обороны (рисунок 2.1).



Рисунок 2.1 – Дозиметр ДРГ-01Т1

Диапазон измерения МАД для дозиметра ДРГ-01Т составляет 10 мкР/ч...100 Р/ч, для дозиметра ДБГ-06Т – 0,01...99,99 мкЗв/ч; 10...999,99 мкЗв/ч с погрешностью не более 15 %. Дозиметры могут работать в режимах поиска и измерения в интервале энергий от 50 кэВ до 3,0 МэВ. Питание дозиметров осуществляется от автономного источника (гальванический элемент типа «Корунд»). Дозиметры имеют малый вес и габариты.

Дозиметр-радиометр МКС-05 «ТЕРРА». Предназначен для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы $H^*(10)$ гамма-излучения, измерения амбиентного эквивалента дозы $H^*(10)$ гамма-излучения, измерения плотности потока бета-частиц (рисунок 2.2).

Диапазон измерения мощности дозы $H^*(10)$ составляет 0,1 мкЗв/ч...10,0 мЗв/ч, дозы $H^*(10)$ – 1,0 мкЗв...10,0 Зв, плотности потока бета-частиц (по $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$) – $10...10^5 \text{ см}^{-2} \cdot \text{мин}^{-1}$. Диапазон энергий гамма-излучения – 0,05...3,0 МэВ. Питание дозиметра-радиометра осуществляется от второго элемента типа ААА, габаритные размеры (масса) – $120 \times 52 \times 26 \text{ мм}$ (0,1 кг).



Рисунок 2.2 – Дозиметр-радиометр MKC-05 «ТЕРРА»

Дозиметр индивидуальный гамма- и рентгеновского излучения ДКГ-АТ 2503/2503А. Представляет собой миниатюрный микропроцессорный прямопоказывающий индивидуальный дозиметр. Совместно с устройством считывания (УС), подключаемым к ПЭВМ, он обеспечивает создание системы автоматизированного контроля дозовых нагрузок на персонал (рисунок 2.3).



Рисунок 2.3 – Дозиметр ДКГ-АТ2503/2503А

Диапазон измерения составляет:

- дозы $H_p(10)$ 1 мкЗв...10 Зв;
- мощности дозы $H_p(10)$:
 - а) ДКГ-АТ2503А 0,1 мкЗв/ч...0,1 Зв/ч;
 - б) ДКГ-АТ2503 0,1 мкЗв/ч...0,5 Зв/ч.

Основная относительная погрешность измерения составляет $\pm 15\%$. Диапазон энергий регистрируемого рентгеновского и гамма-излучения – 0,05...1,5 МэВ. Энергетическая зависимость в диапазоне 0,05...1,5 МэВ – $\pm 30\%$. Время установления рабочего режима составляет не более 1 мин. Прибор обладает звуковой и световой сигнализацией.

Дозиметр рентгеновского излучения ДКР-04М. Предназначен для оперативного и текущего индивидуального дозиметрического контроля персонала, работающего с источниками рентгеновского излучения, и служит для измерения дозы и мощности индивидуального эквивалента дозы $H_p(10)$ рентгеновского излучения (кроме промышленных установок со сверхкороткими импульсами), определения и индикации эффективной дозы (рисунок 2.4).



Рисунок 2.4 – Дозиметр рентгеновского излучения ДКР-04М

Технические характеристики:

- тип детектора – кремниевый с энергокомпенсирующим фильтром;
- диапазон измерения:
 - а) мощности дозы $H^*_p(10)$ – 1,0 мкЗв/ч...50 мЗв/ч;
 - б) дозы $H_p(10)$ – 1 мкЗв...10 Зв;
- диапазон эффективной энергии рентгеновского излучения – 15...150 кэВ;
- энергетическая зависимость чувствительности относительно энергии 100 кэВ – не более $\pm 35\%$;
- анизотропия при эффективной энергии 30 кэВ и углах падения излучения от 0 до $\pm 60^\circ$ относительно оси, перпендикулярной к задней плоскости дозиметра, – не более -35% ;
- время измерения в зависимости от мощности дозы – от 1 до 255 с (уменьшается с ростом мощности дозы);
- звуковая и световая сигнализация;
- число устанавливаемых порогов по дозе – 32; по мощности дозы – 16.

Дозиметр-радиометр поисковый МКС-РМ-1402М. Рассчитан на применение в жестких климатических условиях, имеет люминесцентную

подсветку. Прибор, размещенный в небольшом кейсе, рекомендуется для применения как в полевых, так и в лабораторных условиях специалистами, осуществляющими различные виды радиационного контроля, и может использоваться для обнаружения источников ионизирующего излучения и их локализации, измерения всех видов излучения: гамма-, рентгеновского, альфа-, бета- и нейтронного (рисунок 2.5).



Рисунок 2.5 – Дозиметр-радиометр поисковый МКС-PM-1402M

Свойства дозиметра-радиометра:

- миниатюрный блок обработки, размещаемый в кармане или на поясном ремне и комплект (до 5) различных внешних детекторов;
- каждый детектор может быть жестко соединен с двухсекционным удлинителем общей длины 1 м, что позволяет выполнять измерения или поиск источников в труднодоступных местах;
- имеет пороговые уставки, изменяемые во всем диапазоне измерения;
- контроль разряда аккумуляторов;
- имеет возможность сохранения в энергонезависимой памяти до 110 гамма-спектров с дальнейшей передачей их в персональный компьютер по стандартному порту RS-232 для обработки и анализа.

Дозиметры ДКС-АТ1121, ДКС-АТ1123. Представляют собой портативные широкодиапазонные многофункциональные приборы для дозиметрии непрерывного, кратковременного и импульсного рентгеновского и гамма-излучения (см. рисунок 2.5).

Основные функции приборов – дозиметрия импульсного, кратковременного и непрерывного рентгеновского и гамма-излучения в широких диапазонах мощности амбиентного эквивалента дозы и энергии. Дополнительные функции – обнаружение источников мягкого и жесткого гамма-излучения, бета-излучателей, кратковременно действующего и импульсного излучения с оценкой длительности воздействия, а также движущихся излучателей. Дозиметры автоматически фиксируют максимальное значение мощности дозы за время работы и позволяют запомнить 999 результатов измерений с долговременным хранением их в памяти с последующей передачей информации в ПЭВМ. Самоконтроль приборов обеспечивается автоматически как при их включении, так и в процессе работы. Для проведения дистан-

ционных измерений к дозиметрам могут быть подключены выносной пульт управления и внешнее устройство сигнализации.



Рисунок 2.6 – Дозиметры ДКС-АТ1121, ДКС-АТ1123

2.2 Порядок выполнения работы

- 1 Изучить основные приборы, используемые для контроля радиационной обстановки.
- 2 Провести контроль радиационной обстановки в помещении и на улице.

Отчет должен содержать: цель работы, краткую методику настройки приборов, выводы.

Контрольные вопросы

- 1 Назовите основные приборы, используемые для контроля радиационной обстановки.
- 2 Назовите основные виды ионизирующих излучений.
- 3 Назовите основные единицы измерения ионизирующих излучений.

3 Изучение приборов и методики измерения активности радионуклидов в пищевых продуктах, водной среде, почве и растительности

Цель работы: изучить физические основы оборудования и освоить методику измерения активности радионуклидов в пищевых продуктах, водной среде, почве и растительности.

3.1 Основные теоретические сведения

Методы регистрации ионизирующих излучений.

Регистрация ионизирующих излучений полупроводниковыми детекторами. Полупроводниковый детектор является аналогом ионизационной камеры с твердотельным чувствительным объемом. Плотность вещества чувствительного объема в полупроводнике примерно на три порядка выше плотности газа в ионизационной камере, а энергия образования пары носителей на порядок ниже, что дает увеличение поглощенной энергии в единице объема полупроводника в 10^4 раз.

Высокая чувствительность при небольших размерах – основное преимущество полупроводниковых детекторов.

Регистрация ионизирующих излучений ионизационными камерами. Одним из простейших и наиболее широко применяемых детекторов ионизирующего излучения является ионизационная камера. Ионизационная камера состоит из электродов, разделенных газовой средой. Между ними приложена разность потенциалов. Регистрация заряженных частиц происходит за счет непосредственной ионизации этими частицами наполняющего камеру газа. Регистрация рентгеновского или γ -излучения ионизационными камерами обусловлена в основном ионизирующим действием вторичных электронов, которые образуются в результате взаимодействия излучения с атомами материала стенок камеры. Если увеличить разность потенциалов между электродами камеры, то вначале при малом напряжении на электродах ток растет пропорционально напряжению. Это объясняется тем, что часть ионов, обладая небольшой скоростью, успевает рекомбинировать и не достигает электродов. По достижении потенциала насыщения U_H все ионы, образованные ядерной частицей в чувствительном объеме детектора и не успевшие рекомбинировать, собираются электрическим полем, и дальнейшее повышение напряжения не вызывает увеличения ионизационного тока. Этот ток называется током насыщения.

Газоразрядные счетчики. Если увеличить напряжение на ионизационной камере выше U_H , то электроны ускоряются настолько, что, сталкиваясь с нейтральными молекулами, они выбивают вторичные электроны – создается «газовое усиление» первичных ионизационных процессов, характерное для всех газоразрядных счетчиков. Коэффициент газового усиления (отношение полного числа ионов, пришедших к аноду счетчика, к числу первичных ионов,

созданных ионизирующей частицей) зависит от приложенного напряжения и может превосходить 10^7 .

Различают счетчики пропорциональные и Гейгера – Мюллера.

Сцинтилляционный метод. Наряду с ионизационным методом регистрации ионизирующих излучений, обладающим низкой эффективностью регистрации рентгеновского и γ -излучений, в настоящее время широко применяют сцинтилляционный метод.

Современный сцинтилляционный счетчик представляет собой комбинацию фосфора, реагирующего на ионизирующее излучение вспышками света (сцинтилляции), и фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), в котором слабые вспышки света преобразуются в импульсы электрического тока.

С помощью сцинтилляционных счетчиков можно регистрировать и нейтроны. Как правило, быстрые нейтроны регистрируют органическими сцинтилляторами, а для регистрации тепловых нейтронов применяют бор в сочетании с органическими сцинтилляторами, кристаллами $ZnS (Ag)$ и другими люминесцирующими кристаллами.

Особенно удобно применять слоистые сцинтилляторы. Их преимущество состоит в том, что они почти не регистрируют γ -излучения и в то же время имеют высокую эффективность регистрации нейтронов.

Спектрометрический метод. Для практических целей представляет интерес исследовать энергетический спектр не только излучения самого источника, применяемого для дефектоскопического контроля, но и излучения, прошедшего через материал контролируемого объекта (поглотителя).

Энергетический спектр является качественной характеристикой излучения и может быть измерен специальным прибором – спектрометром. Существует несколько видов спектрометров, в которых измеряется энергия фотонов, поглощенная в сцинтилляционном кристалле. В зависимости от того, какой процесс поглощения энергии выбран для измерения поглощенной энергии, различают спектрометры фотопоглощения, комптоновские спектрометры пар и спектрометры полного поглощения.

В настоящее время сложные спектры излучения источников определяют с помощью различных спектрометров, в основе которых лежит тот или иной процесс ослабления излучения в веществе. Спектрометры обладают не только высокой эффективностью регистрации излучения, но и высокой разрешающей способностью.

Средства измерений, вспомогательные устройства, материалы, растворы. При выполнении измерений применяют следующие средства измерений и другие технические средства:

- гамма-радиометры РКГ-АТ1320 ТУРБ 100865348.005-2002 с пределом основной относительной погрешности измерений объемной активности (удельной активности (ОА(УА)) $\pm 20 \%$;

- контрольная проба (калий хлористый галургический по ГОСТ 4568–95) в герметичном сосуде Маринелли для проверки работоспособности и сохранности градуировки гамма-радиометров;

– измерительные сосуды и приспособления для уплотнения проб из комплекта принадлежностей;

– посуда мерная лабораторная стеклянная по ГОСТ 1770–74 (0,1; 0,5; 1,0 л) с погрешностью не более $\pm 2\%$;

– весы лабораторные общего назначения по ГОСТ 24104–2001 для взвешивания проб и счетных образцов проб в диапазоне от 10 до 3000 г с погрешностью не более $\pm 2\%$;

– спирт этиловый ректификованный технический по ГОСТ 18300–87 для протирки рабочей поверхности блока детектирования и внутренней поверхности блока защиты при повседневном обслуживании радиометра. Расход спирта – 10 г;

– дезактивирующий раствор в объеме не менее 2 л (1 г моющего средства на 1 л воды) для проведения дезактивации измерительных сосудов.

Допускается применять аппаратуру и материалы с метрологическими характеристиками не хуже указанных. Средства измерения должны быть поверены в соответствии с ТКП 8003–2011.

Метод измерений. Измерения ОА(УА) выполняют методом регистрации гамма-излучения спектрометрическим сцинтилляционным блоком детектирования (БД) с последующим преобразованием полученных данных с помощью блока обработки информации (БОИ). В качестве детектора гамма-излучения применяется сцинтиллятор NaI(Tl) размерами 0,63 × 63 мм. БД и БОИ входят в комплект поставки радиометров РКГ-АТ1320.

В радиометре РКГ-АТ1320С обработка информации осуществляется с помощью персонального компьютера (ПК).

Результатом регистрации гамма-излучения в заданной геометрии от исследуемой пробы являются аппаратурные спектры импульсов от детектора. Аппаратурные спектры выводятся в реальном масштабе времени на жидкокристаллическом индикаторе БОИ (на экране ПК для РКГ-АТ1320С). Активность радионуклидов в пробе определяют путем обработки полученных аппаратурных спектров средствами программного обеспечения с помощью матричного метода. При этом энергетический диапазон радиометра разбивается на отдельные интервалы, а алгоритмы расчета ОА (УА) радионуклидов учитывают влияние статистических флуктуации в измеряемых спектрах и зависимость эффективности регистрации от плотности проб.

3.2 Подготовка к выполнению измерений

Выполнение измерений предполагает проведение следующих работ:

- отбирают пробы;
- подготавливают пробы к измерениям;
- подготавливают к работе гамма-радиометры типа РКГ-АТ1320;
- выполняют измерения;
- измеряют активность;
- оформляют измерения.

3.3 Порядок выполнения работы

1 Изучить технические характеристики, устройство и принцип работы гамма-радиометра РКГ-АТ1320.

2 Изучить методику проведения контроля на содержание радионуклидов в объектах внешней среды.

3 Провести обработку и интерпретацию результатов измерений.

Отчет должен содержать: цель работы, краткую методику измерения активности радионуклидов, результаты проведенных измерений.

Контрольные вопросы

1 Какие существуют методы регистрации ионизирующих излучений?

2 Какова природа корпускулярного и фотонного излучений?

3 Какие существуют приборы для контроля содержания радионуклидов в объектах природной среды?

4 Изучение приборов и методики измерения удельной активности бета- и гамма-излучений в пробах природной среды

Цель работы: изучить приборы, используемые для измерения удельной активности; изучить методики измерения удельной активности бета и гамма излучений в пробах природной среды.

4.1 Основные теоретические сведения

Многие ядра не могут существовать бесконечно долго. Эти ядра могут превращаться в другие ядра с испусканием различных частиц.

Явление радиоактивности состоит в самопроизвольном (спонтанном) распаде, при котором испускается одна или несколько частиц. Ядра, которые подвергаются распаду, называются радиоактивными.

Частицы, которые возникают в процессе радиоактивного распада, и есть так называемое ядерное излучение (или радиация).

Всего в природе найдено 285 стабильных атомных ядра химических элементов. Все остальные ядра, называемые радиоизотопами или радионуклидами, радиоактивны в той или иной мере. Всего известно около 3000 радионуклидов.

Ядра, не испытывающие радиоактивный распад, называются стабильными.

В настоящее время в состав ядерных (ионизирующих) излучений включают:

- α -излучение – ядра ${}^4\text{He}_2$;
- β -излучение – электроны (e^-) и позитроны (e^+);
- γ -излучение – гамма-кванты;
- ядра отдачи (дочерние ядра) и ядра-осколки, которые возникают в результате деления тяжелых ядер;
- протонное излучение (p);
- нейтронное излучение (n).

Бета-излучение (бета-лучи, или поток бета-частиц) – поток электронов или позитронов, испускаемых при радиоактивном бета-распаде ядер некоторых атомов.

Электроны (или позитроны), испускаемые при радиоактивном бета-распаде, обладают различными энергиями – от нуля до некоторой максимальной энергии E_{max} , для большинства радиоактивных изотопов не превышающей нескольких мегаэлектронвольт.

При прохождении β -частиц через вещество из-за малости массы бета-частица может испытывать значительные отклонения от первоначального направления движения вплоть до изменения направления движения на противоположное. В результате траектория бета-частицы в веществе представляет собой ломаную линию, а под пробегом понимают расстояние по прямой от точки входа бета-частицы в вещество до точки ее остановки. Поскольку энергия бета-частиц, испускаемых радионуклидами, изменяется от нуля до

максимальной величины $E_{\max}$, то проникающая способность бета-частиц от одного и того же радионуклида неодинакова.

Максимальным пробегом моноэнергетических электронов $R_{\max}$ называется минимальная толщина слоя вещества, при которой ни один из электронов, падающих нормально на слой, из него не вылетает. Аналогично определяется и максимальный пробег бета-частиц $R_{\max}$ в веществе.

Используя данные о максимальных пробегах бета-частиц, нетрудно рассчитать толщину защитных экранов, предохраняющих человека от воздействия внешних потоков бета-частиц. Очевидно, что эта толщина должна быть больше максимального пробега бета-частиц.

При этом следует иметь в виду, что при прохождении через вещество электроны и бета-частицы частично теряют энергию на испускание тормозного излучения, которое может служить источником дополнительного облучения. Интенсивность тормозного излучения пропорциональна квадрату атомному номеру вещества поглотителя Z^2 . Вследствие этого защитные экраны от внешних потоков бета-излучения можно изготавливать из веществ с небольшими атомными номерами Z . Обычно в качестве защитных материалов используют плексиглас, алюминий или стекло.

Максимальная энергия бета-частиц большинства «чернобыльских» радионуклидов не превышает 2 МэВ. Соответственно, в воздухе их пробеги не превышают 10 м, в биологической ткани – 10 см, в алюминии – 5 мм. В значительной мере бета-излучение этих радионуклидов задерживается одеждой, а если и достигает тела, то проникает практически на глубину всего лишь нескольких миллиметров. Достаточно знать о наличии бета-излучения, чтобы средствами индивидуальной защиты предотвратить попадание радионуклидов внутрь организма.

Радиационный контроль различных поверхностей осуществляется при загрязнении их радиоактивной пылью или радиоактивными растворами в результате аварийных ситуаций, а также при нормальной эксплуатации технологического оборудования в газообразных или жидких средах (специальное оборудование АЭС, радиохимических заводов, военных объектов и т. д.). Подобный контроль необходим для оценки эффективности дезактивации загрязненных радионуклидами территорий, строений, машин, технологического оборудования, одежды, поверхности тела человека и животных, других объектов.

Активность. Если в данный момент времени образец содержит радиоизотоп с N ядрами и с постоянной распада λ , то величину A , равную называют активностью радиоактивного образца.

$$A = \lambda N.$$

Физический смысл активности состоит в следующем: эта величина определяет число радиоактивных распадов, происходящих в источнике за единицу времени, т. е.

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right|,$$

где dN – число ядер, распадающихся в источнике за время dt .

Удельная активность

$$A_m = \frac{A}{m} = \left[\frac{\text{Бк}}{\text{кг}} \right].$$

Объемная активность

$$A_v = \frac{A}{V} = \left[\frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}; \frac{\text{Бк}}{\text{л}} \right].$$

Поверхностная активность

$$A_s = \frac{A}{S} = \left[\frac{\text{Бк}}{\text{м}^2} \right].$$

В выше приведенных формулах m – масса вещества с активностью A , величина V – объем вещества с активностью A , а S – площадь поверхности с активностью A .

Закон радиоактивного распада. Если в момент t имеется большое число N радиоактивных ядер и если за промежуток dt распадается в среднем dN ядер, то в соответствии с определением величины λ

$$dN = -\lambda N dt.$$

Разделяют естественную и искусственную радиоактивность. Радиоактивность, возникшая на Земле, называется естественной, а искусственная радиоактивность – это радиоактивность синтезируемых ядер.

Известны следующие типы радиоактивных превращений: альфа-распад, сопровождающийся испусканием альфа-частиц (ядер ${}^4\text{He}_2$); бета-распад, который может сопровождаться испусканием электронов (β^- -распад), позитронов (β^+ -распад) или захватом орбитального электрона, чаще всего с К- или L-оболочки (электронный захват); самопроизвольное (спонтанное) деление ядер, при котором из исходного ядра образуются два новых с приблизительно равными массами; протонная и двупротонная радиоактивности, происходящие с испусканием соответственно одного или одновременно двух протонов; двунейтронная радиоактивность; распад, связанный с испусканием бета-частиц и сопровождающийся вылетом так называемых запаздывающих частиц (протонов, нейтронов и т. п.).

Различные виды радиоактивности характеризуются следующими свойствами.

1 Испускание альфа-частицы атомным ядром уменьшает порядковый номер (заряд) на две единицы и его массу на четыре единицы.

2 Излучение бета-частицы атомным ядром повышает или понижает порядковый номер (заряд) ядра на одну единицу.

3 Испускание гамма-излучения. В этом случае никаких изменений порядкового номера ядра не происходит, а изменяется только энергетический уровень ядра.

Контроль за содержанием радионуклидов в продуктах питания и воде. В Республике Беларусь введены гигиенические нормативы, которые разработаны с целью дальнейшего снижения доз внутреннего облучения населения, что достигается ограничением поступления радионуклидов с продуктами питания. В частности, введены республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99) (Гигиенический норматив 10-117-99). РДУ-99 регламентируют содержание радионуклидов цезия и стронция в пищевых продуктах, включая импортные.

Приборы, предназначенные для измерения потока или плотности потока ионизирующих частиц, называют *радиометрами*.

Радиометры состоят из трех функциональных блоков: блока детектирования, измерительного блока и блока питания. В этих приборах используются ионизационные, сцинтилляционные, полупроводниковые и другие детекторы ионизирующего излучения. В зависимости от типа детектора и его чувствительности радиометры регистрируют определенные виды излучения в ограниченном диапазоне значений энергии.

Радиометры, предназначенные для измерения поверхностной загрязненности, градуируют в част. / (ед. времени $\times$ ед. площади).

4.2 Порядок выполнения работы

1 Изучить приборы и методики, используемые для измерения удельной активности.

2 Провести измерения удельной активности в контрольных пробах.

Отчет должен содержать: цель работы, краткую методику измерений удельной активности бета- и гамма-излучений, результаты проведенных измерений.

Контрольные вопросы

1 Что такое активность радионуклида?

2 В каких единицах измеряется удельная активность?

3 Назовите приборы для измерения удельной активности.

4 Чем характеризуются различные виды радиоактивности?

5 Какими нормативными документами регламентирована удельная активность продуктов питания?

5 Изучение приборов и методики измерения объемной активности бета- и гамма-излучений в пробах природной среды

5.1 Основные теоретические сведения

Цель работы: освоить методики определения объемной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 в воде, продуктах питания и других объектах окружающей среды.

Искусственные радионуклиды, попавшие по различным причинам в объекты окружающей среды, повышают радиационный фон. Кроме того, они включаются в биологические циклы миграции и поступают непосредственно в организм животных и человека, тем самым создают множественность источников внешнего и внутреннего облучения населения.

Ионизирующие излучения при воздействии на организм человека могут вызвать два вида эффектов, которые клинической медициной относятся к болезням: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, катаракта, бесплодие, аномалии в развитии плода) наблюдаются при дозах более 1 Гр и стохастические беспороговые эффекты (злокачественные опухоли, лейкозы и наследственные болезни). Эффекты, в зависимости от величины поглощенной дозы, развиваются в течение разных промежутков времени: от нескольких секунд до многих часов, дней, лет.

Под воздействием ионизирующих излучений в организме возникают процессы ионизации и возбуждения атомов и молекул в тканях, в результате чего повреждаются клеточные структуры с образованием радикалов. На клеточном уровне ионизация как результат облучения может привести к повреждению клеток.

Для предупреждения неблагоприятного действия ионизирующих излучений осуществляется гигиеническая регламентация облучения человека, являющаяся важнейшим мероприятием в системе обеспечения радиационной безопасности населения.

Уровень техногенного радиационного воздействия ионизирующих излучений подлежит нормированию. Нормирование – это определение количественных показателей радиационного воздействия, характеризующих безопасные уровни их влияния на состояние здоровья и условия жизни населения.

Предельно допустимые дозы облучения населения регламентируют «Нормы радиационной безопасности». Эти нормы устанавливают пределы облучения, поступление и содержание радионуклидов в организме лиц, работа которых связана с источниками ионизирующих излучений, а также населения в целом, допустимые концентрации радионуклидов в атмосферном воздухе, в воде и продуктах питания.

Опасность радионуклидов, попавших внутрь организма, обусловлена тем, то их действие продолжается в течение всего времени, пока радионуклиды не

будут выведены из организма в результате обменных процессов и радиоактивного распада. Основным дозообразующим элементом является цезий-137. Доза внутреннего облучения зависит и от характера излучения (альфа-, бета- или гамма-излучение), энергии излучения и эффективного периода полувыведения из организма $T_{эф}$.

Организм человека даже при однократном поступлении радионуклида будет подвержен длительному действию радиации (внутреннему облучению).

Главным критерием снижения дозы внутреннего облучения является уменьшение поступления радионуклидов из почвы в пищевые цепочки и получение продукции с содержанием радионуклидов в пределах допустимых уровней.

Пищевые продукты сельскохозяйственных и естественных экосистем вносят различный вклад в дозу внутреннего облучения населения. Переход цезия-137 в пищевые цепочки в сельскохозяйственных экосистемах обычно ниже, чем в естественных.

Определенные виды грибов и дичи содержат относительно высокие количества радиоактивного цезия по сравнению с сельскохозяйственными продуктами.

Для ограничения внутреннего облучения населения устанавливаются нормативы предельно допустимого содержания радионуклидов цезия-137 и стронция-90 в продуктах питания, а для ограничения общего облучения установлены допустимые уровни содержания радионуклидов в продукции из древесины и строительных материалах.

Основные требования к организации контроля объемной активности радионуклидов в воздухе на рабочих местах.

Общие требования к объему контроля радиационной обстановки для предприятия устанавливаются на этапе проектирования по согласованию с органами государственного надзора за радиационной безопасностью.

В техническом проекте предусматривается раздел «Радиационный контроль», в котором должны быть даны характеристики объекта и характер полей ионизирующих излучений (по видам излучений, энергетическому спектру, диапазонам, измеряемым параметрам, контрольным уровням и т. д.).

В проекте также должны быть определены требования к техническим средствам контроля радиационной обстановки: перечень необходимых радиометрических и дозиметрических приборов, вспомогательного оборудования, размещение стационарных приборов автоматизированных систем и точек контроля, состав необходимых помещений, а также требования к работникам, осуществляющим радиационный контроль; совокупность видов контроля, методов и технических средств, методик пробоотбора, выполнения измерений, расчетов. Организация проведения контроля должна обеспечивать измерение объемной активности радионуклидов в пробах воздуха рабочей зоны и расчет среднегодовой активности радионуклидов в воздухе рабочих мест.

На этапе рабочего проекта уточняется перечень технических средств контроля загрязненности воздуха на рабочих местах, которые приобретаются и устанавливаются в процессе строительства объекта.

Для большинства конкретных объектов необходимо определять и устанавливать в техническом регламенте обоснованный объем контроля загрязненности воздуха рабочих мест, постоянно подтверждая и уточняя его с учетом изменяющейся радиационной обстановки.

Порядок организации и проведения контроля.

Контроль загрязненности воздуха рабочих мест радионуклидами осуществляется в подразделениях служб дозиметрического контроля с оформлением результатов измерений. В отдельных случаях могут быть для проведения измерений привлечены и другие подразделения, имеющие соответствующее оборудование, специалистов требуемой квалификации и т. п. (лицензии).

Все вопросы, связанные с осуществлением такого контроля, а именно подготовка графиков контроля, ответственных за выполнение графика и представление результатов, должны указываться в согласованном и утвержденном документе (приказе).

Важные с точки зрения обеспечения качества контроля организационные вопросы могут отражаться в техническом регламенте.

Контролируемые радионуклиды.

Перечень радионуклидов, объемную активность которых необходимо контролировать, периодичность контроля определяются данными измерений состава воздуха рабочих мест, программами выполняемых работ на этом рабочем месте.

В техническом регламенте должен быть указан полный перечень контролируемых радионуклидов с указанием соединений и фаз (газообразная, аэрозольная или иные) при обеспечении радиационной безопасности выполняемых работ, используемые средства и методы пробоотбора, применяемые для измерений, аттестованные МВИ и измерительные средства для каждого радионуклида.

Отбор проб воздуха рабочих зон.

Метод определения ОА (концентрации) радионуклидов в воздухе рабочей зоны в зависимости от состояния радионуклида в воздухе и задачи основан на отборе пробы загрязненного воздуха на аналитические аэрозольные фильтры или сорбционно-фильтрующие материалы с последующим радиометрическим, спектрометрическим или иным измерением активности контролируемого радионуклида непосредственно на фильтрах или другом пробоотборном устройстве. Измерение активности летучих форм радионуклидов (J , $R_{\text{и}}$ и т. д.) проводят по отдельным МВИ.

Основное требование к пробоотбору – обеспечение корректной и обоснованной процедуры пересчета измеренной активности радионуклида в пробе к объемной активности в воздухе в месте пробоотбора с учетом всех значимых источников неопределенностей (запыленность воздуха, эффективность фильтров, условия отбора проб воздуха – температура, влажность, давление, характеристики концентрирования активности и т. п.).

Выполнение измерений. Методики выполнения измерений.

Для каждого контролируемого радионуклида в зависимости от его форм и соединений в техническом регламенте должна быть определена методика выполнения измерения. Для контроля ОА нуклида могут применяться, кроме основных (МВИ, СИ), дополнительные средства, которые нужны для подтверждения правильности результатов контроля основными средствами, а также для определения ОА нуклида при отсутствии результатов основных средств. Порядок применения дополнительных средств должен быть приведен в техническом регламенте.

Методики расчета.

В техническом регламенте контроля загрязненности воздуха рабочих зон должны быть приведены методики расчета:

- ОА радионуклида в воздухе места пробоотбора по результатам измерения активности этого радионуклида в пробе;
- ОА радионуклида в воздухе рабочих зон (помещений – для формы и рабочих мест по результатам расчета ОА радионуклида в воздухе места пробоотбора).

Методические указания для таких расчетов и оценок должны быть изложены в специальных рекомендациях по определению необходимых характеристик переноса радионуклидов в воздухе и могут быть предметом специальных исследований.

Методики расчета являются неотъемлемой частью технического регламента и должны быть согласованы и утверждены в установленном порядке.

Вид контроля и контрольные уровни.

Для целей контроля используют следующие формы контрольных уровней объемной активности радионуклидов в воздухе на рабочих местах: уровни регистрации, уровни исследования и уровни вмешательства.

Периодичность контроля.

Периодичность контроля должна обеспечивать объективное отражение поступления радионуклидов в воздух рабочих мест.

Периодичность контроля определяется многими факторами, главными из которых являются динамика поступления радионуклидов в воздух рабочих мест, уровни загрязнения воздуха, скорость вывода радионуклидов из организма, значения контрольных уровней, нижний предел чувствительности используемых приборов и методов.

С учетом указанных факторов для каждого контролируемого радионуклида устанавливается определенная периодичность контроля, при обосновании которой необходимо принимать во внимание также и затраты на проведение контроля.

Периодичность контроля должна гарантировать получение статистически достоверных средних объемных активностей радионуклидов в воздухе на рабочих местах даже в условиях быстрых изменений объемной активности.

Запись и хранение результатов.

Для каждого рабочего места должна быть предусмотрена система записи результатов измерений объемной активности радионуклидов в воздухе в

журналах или на магнитных носителях. Эти записи являются источником для документов государственной статистической отчетности (10-РТБ-4) определения санитарно-гигиенических условий на рабочих местах и для определения персонала, подлежащего индивидуально дозиметрическому контролю внутреннего облучения.

Поскольку расчет поступлений радионуклидов в организм производят на основе инструментальных измерений, необходимо иметь базу данных этих первичных измерений. В системе учета первичных результатов измерений должно быть отражено следующее:

- информация о характере работ, выполняемых на этом месте;
- дата и результат измерения, неопределенность измерения;
- использованная методика выполнения измерений (метод, аппаратура, нормы точности);
- другие дополнительные сведения (расположение точек пробоотбора и рабочих мест, методики расчета и т. п.).

Все записи результатов измерений объемной активности радионуклидов в воздухе рабочих мест должны храниться в течение 50 лет.

5.2 Порядок проведения работы

1 Изучить методики определения объемной активности гамма-излучающих радионуклидов цезия-137 и калия-40 в воде, продуктах питания и других объектах окружающей среды.

2 Провести измерение объемной активности в контрольных пробах.

Отчет должен содержать: цель работы, краткую методику измерений бета-излучений и гамма-излучений.

Контрольные вопросы

1 Основные источники облучения населения.

2 Какие нормативные документы регламентируют допустимые пределы доз облучения всего населения и персонала радиационно-опасных объектов?

3 Что такое республиканские допустимые уровни (РДУ)? Какие радионуклиды нормируются и почему?

4 Какие методы определения активности Вы знаете? Их сущность.

6 Изучение приборов и методики для измерения эквивалентной дозы фотонного излучения

Цель работы: изучить принцип действия, устройство, технические характеристики и особенности использования ионизационных и сцинтилляционных дозиметров фотонного излучения, применяемых в радиационном контроле; изучить методы и средства индивидуальной дозиметрии нейтронного и фотонного излучений, основанные на фотографическом методе регистрации.

6.1 Оборудование и материалы

- 1 Эталонный образец для настройки приборов.
- 2 Дозиметр РКСБ-104.
- 3 Гамма-радиометр РКГ-АТ1320.

6.2 Основные теоретические сведения

Контроль радиационной обстановки является неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной безопасности (РБ).

Радиационный контроль (РК) – это получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей. Он включает в себя радиометрический и дозиметрический контроль, осуществляемый приборами и автоматизированными системами.

Дозиметрический контроль – это измерение мощности дозы излучений в местах производственной деятельности человека, определение эффективных или эквивалентных, индивидуальных и коллективных доз от различных источников ионизирующего излучения (ИИ).

Стационарные, переносные и носимые средства измерений (СИ) – это так называемые инспекционные дозиметры, которые измеряют в отсутствие человека дозу, которую он получил бы, находясь в точке измерений. Индивидуальные дозиметры – это дозиметры, которые размещаются непосредственно на теле человека и измеряют дозу, полученную им в поле излучения.

Наиболее распространенными методами детектирования ИИ, на основе которых создаются инспекционные дозиметры фотонного излучения для РК, являются ионизационный и сцинтилляционный методы.

Ионизационный метод детектирования ИИ основан на измерении электрических зарядов, освобожденных в веществе при воздействии излучения. Основное достоинство этого метода – одностадийное преобразование энергии ИИ в электрический сигнал, возможность усиления сигнала и относительная простота детекторов и электронно-измерительных устройств.

Ионизационная камера работает в режиме тока насыщения, который пропорционален мощности дозы, а полное количество электрических зарядов,

образованных в камере за некоторое время, пропорционально дозе излучения. Наибольшее распространение в дозиметрии фотонного излучения получили полостные ионизационные камеры, в которых ионизация обусловлена вторичными электронами, возникающими не только в газовой полости, но и в стенках камеры. При этом материал стенок камеры и газового наполнения по эффективному атомному номеру должен быть либо воздухоэквивалентным (для измерения экспозиционной дозы), либо тканеэквивалентным (для измерения доз в ткани человека). При использовании ионизационных камер приходится измерять слабые токи порядка $10^{-14} \dots 10^{-15}$ А. Это значительно усложняет работу с ионизационными камерами, т. к. требует стабильности электронной аппаратуры, необходимости предотвращения токов утечки, жестких требований к разъемам и т. п.

Счетчики Гейгера – Мюллера работают в режиме самостоятельного разряда, в котором коэффициент газового усиления настолько велик, что суммарный импульс тока не зависит от первичной ионизации, а определяется только свойствами газа, наполняющего счетчик, и напряжением на счетчике. Необходимо отметить, что газоразрядные счетчики не являются точными дозиметрическими приборами, т. к. принцип их работы не предусматривает прямой пропорциональности между энергией, поглощенной в чувствительном объеме счетчика, и количеством импульсных разрядов, возникающих в счетчике. Такие счетчики используются в дозиметрии фотонного излучения из-за их высокой чувствительности.

Сцинтилляционный метод детектирования ИИ основан на измерении светосуммы или интенсивности световых вспышек, возникающих под действием излучения в сцинтилляторе при переходе атомов из возбужденного состояния в основное. Интенсивность свечения пропорциональна поглощенной в сцинтилляторе энергии, на чем основано использование сцинтилляторов в качестве дозиметров. Для превращения световых импульсов в электрические и последующего их усиления и регистрации используют фотоэлектронные умножители (ФЭУ) с устройствами для их питания (делитель напряжения) и усилители импульсов. Различают токовый и счетчиковый режимы работы сцинтилляционного дозиметра. В токовом режиме измеряют средний анодный ток, пропорциональный мощности дозы в месте нахождения сцинтиллятора. При работе в счетчиковом режиме каждая сцинтилляционная вспышка вызывает один импульс тока в анодной цепи ФЭУ.

Основные параметры сцинтилляционных детекторов:

- световой выход – отношение числа фотонов, возникающих в сцинтилляторе, к энергии, потерянной частицей в нем;
- конверсионная эффективность – отношение энергии световой вспышки к энергии, поглощенной в сцинтилляторе;
- время высвечивания сцинтиллятора (длительность сцинтилляций);
- плотность и атомный номер вещества сцинтиллятора.

Классификация сцинтилляторов ведется по различным признакам. Наиболее часто по своим свойствам выделяют две большие группы сцинтилляторов: органические и неорганические.

Органические сцинтилляторы характеризуются сравнительно малыми атомными номерами (6–7), невысокой плотностью (около 2 г/см³) и малой длительностью высвечивания (10⁻⁹ с). Неорганические сцинтилляторы характеризуются значительным эффективным атомным номером (30–50), относительно большой плотностью (около 4 г/см³) и довольно высоким временем высвечивания 10⁻⁵...10⁻⁶ с.

Дозиметры, работающие на принципе ионизационной камеры, представлены приборами разных поколений и назначения. Прибор типа СП-1М («Кактус») является представителем раннего поколения стационарных сетевых дозиметров, предназначенных для измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в лабораторных и производственных условиях.

Сцинтилляционные дозиметры представлены в работе приборами разных поколений. Для измерения мощности экспозиционной дозы служит прибор ДРГЗ-03. Он предназначен для работы в диапазоне энергии фотонов от 20 кэВ до 3000 МэВ, в диапазоне мощностей доз от 0 до 1000 мкР/с с основной погрешностью, не превышающей 15 %. Принцип работы прибора основан на измерении средней интенсивности сцинтилляций воздухоэквивалентного сцинтиллятора, которая пропорциональна измеряемой мощности дозы при работе фотоумножителя ФЭУ-92 в токовом режиме. Импульсы тока ФЭУ интегрируются и поступают на усилитель постоянного тока (УПТ). В качестве воздухоэквивалентного сцинтиллятора используется суспензия сернистого цинка, активированного серебром, в сцинтиллирующей пластмассе на основе полистирола. При этом весовая доля цинка в сцинтилляторе такова, что эффективный атомный номер сцинтиллятора близок к эффективному атомному номеру воздуха (7,64). Благодаря этому энергетическая зависимость чувствительности (ЭЗЧ) дозиметра в пределах ± 25 % не зависит от энергии в указанном диапазоне энергий.

Фотографические методы регистрации излучения были одними из первых методов, используемых в индивидуальной дозиметрии – начало этому было положено еще в 20-х гг. XX в. Фотографические методы довольно широко применяются для регистрации индивидуальных доз облучения персонала. Помимо простоты, надежности и разработанности ему присущи универсальность, т. е. возможность измерять дозы почти всех видов излучения, высокая чувствительность, возможность использования в полях импульсного излучения, документальность – сохранность пленки и информации довольно долгое время после определения ее показаний.

Наряду с несомненными достоинствами, фотографический метод дозиметрии имеет свои недостатки: недостаточно высокая точность, обусловленная самыми разными причинами, в том числе большими субъективными погрешностями, большая доля ручного труда и невозможность автоматизации,

трудоемкость, трудности метрологического обеспечения и др. Поэтому в последние годы заметен отход от использования фотографического метода дозиметрии, особенно фотонного излучения, в пользу других методов, в основном термолюминесцентного. Но, несмотря на это, фотографический метод индивидуальной дозиметрии продолжает довольно широко использоваться и даже совершенствуется.

Метод основан на свойстве ИИ создавать скрытое изображение в фотографической эмульсии. В состав чувствительного слоя эмульсии входят кристаллы бромистого серебра, взвешенные в желатине. Чувствительный слой эмульсии обычно наносится на одну или обе стороны целлулоидной или стеклянной подложки. Под действием ионизирующего излучения в эмульсии происходят фотохимические процессы, приводящие к образованию «центров проявления» – конгломератов групп атомов серебра. Совокупность этих конгломератов образует так называемое скрытое изображение. При обработке (проявке) фотографического слоя, имеющего скрытое изображение, происходит восстановление металлического серебра во всех кристаллах бромистого серебра, содержащих центры проявления довольно больших размеров. Число атомов металлического серебра около центра скрытого изображения увеличивается при этом в 10^{10} – 10^{12} раз, что вызывает почернение фотоэмульсии. Использование этого метода в дозиметрии основано на плотности почернений, которые пропорциональны дозе облучения. При фиксировании часть кристаллов, не подвергшихся действию проявителя, растворяют и удаляют.

Если же почернения под фильтрами различаются более чем на 10 %, то это означает, что дозиметр облучался либо мягким фотонным, либо бета-излучением. В зависимости от соотношения почернений под разными фильтрами применяется специальная методика, которая по значениям этих соотношений и почернений позволяет приблизительно оценить энергию излучения и дозы облучения. В лабораторной работе эта методика не рассматривается.

6.3 Порядок выполнения работы

1 Провести настройку на эталонном образце дозиметра РКСБ-104 и дозиметра-радиометра МКС-АТ6130С.

2 Измерить мощность эквивалентной дозы в нескольких местах в помещении и сравнить данные для двух приборов.

Отчет должен содержать: цель работы, краткую методику измерений эквивалентной дозы фотонного излучения, результаты проведенных измерений.

Контрольные вопросы

- 1 Дайте определение радиационный контроля и перечислите его виды и их особенности.
- 2 Какие операционные величины и их единицы используются для группового и индивидуального радиационного контроля?
- 3 В чем состоит назначение и различие инспекционных и индивидуальных дозиметров?
- 4 Каковы основные преимущества и недостатки сцинтилляционного метода дозиметрии фотонов в сравнении с ионизационным?
- 5 Перечислите основные типы сцинтилляторов, используемых в дозиметрах фотонов, и их особенности.
- 6 Почему детектор – рентгеновская пленка еще не является дозиметром?
- 7 Понятие сенситометрической кривой для рентгеновской пленки, ее вид и рабочая область.

Список литературы

- 1 **Борисов, В. И.** Источники и приемники физических полей и излучений : учеб. пособие / В. И. Борисов, В. А. Новиков, С. С. Сергеев. – Старый Оскол : ТНТ, 2022. – 368 с.
- 2 **Новокрещенов, В. В.** Неразрушающий контроль сварных соединений в машиностроении: учеб. пособие для академ. бакалавриата / В. В. Новокрещенов, Р. В. Родякина; под науч. ред. Н. Н. Прохорова. – 2-е изд., испр. и доп. – М. : Юрайт, 2017. – 274 с.
- 3 **Овчинников, В. В.** Дефекты сварных соединений: учеб. пособие / В. В. Овчинников. – 5-е изд., стер. – М. : Академия, 2014. – 64 с.
- 4 **Алешин, Н. П.** Физические методы неразрушающего контроля сварных соединений: учебник / Н. П. Алешин. – 2-е изд., перераб. и доп. – М. : Машиностроение, 2013. – 576 с.