Лабораторная работа № 15

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННЙ ОБСТАНОВКИ НА ОБЪЕКТЕ ЭКОНОМИКИ

Цель работы: определение масштабов и характера радиоактивного загрязнения помещений, сырья, готовой продукции и различных поверхностей бета- и гамма-излучающими радионуклидами с помощью дозиметрических приборов для принятия мер по радиационной защите персонала.

1. Основные теоретические положения

Радиационная обстановка – это обстановка, которая складывается на территории административного района или объекта экономики в результате радиоактивного загрязнения местности и всех расположенных на ней предметов и которая требует принятия мер, исключающих или способствующих уменьшению радиационных потерь среди населения от ионизирующих излучений.

Учитывая высокую опасность воздействия ионизирующих излучений на человека, для обеспечения радиационной безопасности персонала предприятий и населения важное место отводится строгому соблюдению основных принципов и норм радиационной безопасности:

– не превышение 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 и радиометрический контроль.

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

Радиометрический контроль - это комплекс организационных и технических мероприятий по определению интенсивности ионизирующих излучений радиоактивных веществ содержащихся в объектах окружающей среды, или степени радиоактивного загрязнения людей, техники, сельскохозяйственых животных, продуктов питания, питьевой воды и элементов окружающей среды.

Проблемы дозиметрического и радиометрического контроля решаются проведением радиационного мониторинга.

Радиационный мониторинг – это система регулярных наблюдений с целью оценки состояния радиационной обстановки, а также прогноза изменений ее в будущем. Радиационный мониторинг включает не только проведение радиологических измерений, но также их интерпретацию, использование данных для оценки уровня опасности и контроль над воздействием.

Цель мониторинга должна быть не только в демонстрации того, что методы защиты адекватны. Он также используются для того, чтобы оценить рабочее облучение и показать его совместимость с нормативными требованиями.

Существует три вида радиационного мониторинга:

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 происшествие или ненормальное воздействие, он может быть частью ввода в действие новых производственных мощностей или сопутствующих больших изменений.

Специальный мониторинг должен осуществляться всегда при выполнении новых операций, но может быть нужным весьма длительный период. Его результаты должны отслеживаться, и может быть обнаружено, что они достаточно надёжны для мониторинга рабочего места, и в состоянии заменить индивидуальный мониторинг. Специальный мониторинг проводится при происшествиях, когда есть вероятность для работника получить внутреннее облучение радиоактивным материалом.

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

Результаты радиационного мониторинга могут быть использованы для оценки радиационной обстановки и решения задач по нормализации радиационной обстановки на объекте экономики.

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.

Проведение дозиметрического и радиометрического контроля позволяет оценивать радиационную обстановку, осуществлять нормирование воздействия радиационных факторов на работающих и слежение за гигиеническим состоянием производственной среды, принимать превентивные меры защиты от сверхнормативного воздействия радиационных факторов до установления ущерба здоровью.

Для обеспечения радиационной безопасности работающих на территории предприятия и на рабочих местах контролируется радиационный фон, переносным дозиметром-радиометром МКС-АТ6130, который не должен превышать 0,2 мкЗв/ч. Кроме того, на рабочих местах контролируется плотность потока бета-частиц которая не должна превышать значений приведенных в табл. 15.1

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 (дозиметрические величины и единицы измерения смотри лаб. раб. № 6).

Для медицинской оценки последствий облучения человека в радиационной безопасности используется **эффективная эквивалентная годовая доза**, которая учитывает общее (суммарное) облучение за календарный год и включает дозу внешнего облучения и дозу

внутреннего облучения радионуклидами, поступившими в организм человека за этот же календарный год. Контроль доз внешнего облучения персонала радиационно-опасных объектов осуществляется с помощью индивидуальных дозиметров, внутренне облучение контролируется спектрометрами излучения человека (СИЧ) типа СКГ АТ 1316.

Таблица 15.1

Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты по ГН-2013

Объект загрязнения	Нормативный уровень загрязнения, бета-частиц/(см^2·мин)
Неповрежденная кожа, спецбельё, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	200
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	10000
Наружные поверхности дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в санпшлюзах	10000

Для защиты персонала от ионизирующих излучний применяется комплекс мер и средств включающий:

Защита путем ограничения времени облучения. Доза, воздействующая на организм, равна произведению мощности дозы H (Зв/ч) на время t (ч) действия излучений:

$$H = H \cdot t. \qquad (15.1)$$

Чтобы облучение оставалось в пределах допустимой дозы $H_д$, допустимое время $t_д$ не должно превышать величины

$$t_д = H_д / H. \qquad (15.2)$$

Соблюдение этого условия позволяет надежно защитить организм от поражения. Для определения времени $t_д$ необходимо знать мощность дозы; она может быть измерена дозиметрами.

Мощность дозы (уровень радиации) снижается с течением времени в результате естественного радиоактивного распада. Спад уровня радиации на местности, загрязненной гамма-активным радионуклидом, характеризуется зависимостью

$$H_t = H_0 / 2^{t/T} \qquad (15.3)$$

где H_0 – первоначальный исходный уровень радиации, соответствующий первоначальной поверхностной активности радионуклида; H_t – уровень радиации в рассматриваемый момент времени t; T – период полураспада радионуклида.

Защита расстоянием. Гамма-кванты, альфа- и бета-частицы при распространении в разных средах взаимодействуют с атомами и молекулами вещества, могут передавать последним часть своей энергии и менять направление движения. Атомы и молекулы, получившие избыток энергии, в процессе столкновения переходят в возбужденное состояние. При этом может происходить ионизация атомов или молекул (отрыв электронов), а молекулы могут и диссоциировать на ионы. Поэтому альфа-, бета- и гамма-излучения называются **ионизирующими.**

Ионизирующая способность излучения определяется **удельной ионизацией**, т.е. числом пар ионов, создаваемых частицей в единице объема, массы среды или на единице длины пути. Энергия, необходимая на образование одной пары ионов, **называется потенциалом ионизации** данного вещества, или средней энергией ионообразования. Например, потенциал ионизации воздуха составляет в среднем 34 эВ. Если энергия излучения, которая передается атому или молекуле, меньше, чем потенциал ионизации вещества, то происходит возбуждение атома без образования ионов.

Основным механизмом взаимодействия заряженных частиц с веществом является электромагнитное взаимодействие с электронами вещества (**ионизация и возбуждение**) и электрическим полем ядра и электронами атомов (**тормозное излучение**). Число пар ионов, которые образованы в среде гамма-квантом или частицей на единице длины своего пути, называется **линейной плотностью ионизации**. При каждом акте взаимодействия частица теряет часть своей энергии и затормаживается, ее скорость уменьшается до того момента, пока не станет равной скорости теплового движения.

Процесс ионизации требует определенной затраты энергии и поэтому степень их опасности определяется проникающей способно-

стью-**величиной пробега. Пробегом** называется путь, пройденный частицей в веществе до ее полной остановки, обусловленной тем или иным видом взаимодействия.

Альфа-частицы обладают наиболее высокой ионизирующей способностью и наименьшей проникающей способностью. Их удельная ионизация – **линейная плотность ионизации** – изменяется от 25 до 60 тыс. пар ионов на 1 см пути в воздухе. Длина пробега этих частиц в воздухе при нормальных условиях – от 2,5 до 8,6 см; в биологических средах – не превышает 70 мкм.

Ионизирующая способность бета-излучений зависит от энергии бета-частиц. Каждый радиоактивный источник бета-излучений испускает частицы различной энергии – до 3 МэВ у естественных и до 15 МэВ у искусственных радионуклидов.

Средняя величина удельной ионизации – **линейная плотность ионизации** – в воздухе зависит от энергии бета-частиц и составляет 100–300 пар ионов на 1 см пути, а максимальный пробег в воздухе достигает нескольких метров, в биологической ткани – сантиметры, в металлах – десятки мкм. Скорость движения бета-частиц в воздухе близка к скорости света (250000–270000 км/с).

Ионизирующее действие нейтронов, имеющее место при их прохождении через вещество, обусловлено вторичными эффектами, возникновением потока гамма-квантов и заряженных частиц, образующихся при взаимодействии нейтронов с ядрами вещества.

Проникающая способность нейтронов в воздухе сотни метров и сравнима с проникающей способностью гамма-излучений, или даже больше ее. В воздухе нейтрон проходит около 300 метров между двумя последовательными столкновениями, а в более плотных жидких и твердых веществах – около 1 см.

Ионизирующая способность гамма-квантов при одинаковой энергии гамма-квантов и заряженных частиц и при одинаковой взаимодействующей среде в тысячи раз меньше, чем ионизирующая способность заряженных частиц. В воздухе линейная плотность ионизации гамма-квантов составляет 2–3 пары ионов на 1 см пути. Проникающая способность гамма-квантов в воздухе сотни метров.

В соответствии с уравнением (15.4), если увеличить расстояние между точечным гамма-источником и объектом облучения в два раза, воздействующая на него мощность дозы уменьшится в четыре раза. Во столько же раз уменьшится при том же времени облучения и получаемая объектом доза:

$$H = (H \cdot t) / R^2. \qquad (15.4)$$

Защита поглощающими экранами и сооружениями. Уменьшение интенсивности ионизирующих излучений, в этом случае, происходит в результате взаимодействия с веществом. При расчете толщины защитных устройств в первую очередь необходимо учитывать спектральный состав ионизирующего излучения, мощность его источника, а также расстояние, на котором находится обслуживающий персонал, и время пребывания в сфере воздействия излучения.

Защитные свойства поглощающих экранов характеризуются краткостью ослабления К, под которой понимается отношение мощности дозы H_0 падающих на экран излучений к мощности дозы Н излучений, прошедших через экран:

$$\text{К} = H_0 / H. \qquad (15.5)$$

К наиболее проникающим видам излучений относится гамма-лучи и нейтроны. Для них, а также рентгеновских лучей, справедлив закон экспоненциального ослабления излучения с толщиной защиты:

$$\text{Д} = \text{Д}_0 \cdot e^{-h/d}, \qquad (15.6)$$

где Д – доза излучения, создаваемая в объекте за защитой; Д_0 – доза излучения, создаваемая до защиты; h – толщина защиты (толщина защитного материала); d – постоянная толщина материала, ослабляющая излучение в n раз.

Из экспоненциального характера ослабления гамма-излучения веществом следует, что полное ослабление их имеет место лишь в слое вещества бесконечно большой толщины h, что изменение толщины этого слоя на одну и ту же величину приводит к изменению дозы гамма-излучения в одном и том же отношении.

Слой вещества, при прохождении которого число гамма-квантов в направлении их первоначального распространения уменьшается в два раза по сравнению с числом упавших на это вещество квантов, называется **слоем половинного ослабления** $d_{1/2}$. Эта величина является характеристикой поглощающих свойств каждого вещества.

Величина слоя половинного ослабления материала может быть определена по формуле

$$d_{1/2} = \ln 2 / \mu = 0{,}693 / \mu, \qquad (15.7)$$

где μ – линейный коэффициент ослабления материала (см. приложение 8, 9).

Значение слоев половинного ослабления гамма-излучения и нейтронов для некоторых материалов приводятся в справочниках (табл. 15.2).

Таблица 15.2

Значение слоя половинного ослабления для некоторых материалов

Материал	Плотность, г/см^3 (кг/м^3)	Слой половинного ослабления, см	
		для гамма-излучения	для нейтронов
Вода	1,0	13	2,7
Полиэтилен	0,95	14	2,7
Сталь	7,8	1,8	11,5
Свинец	11,3	1,3	12
Грунт	1,8	7,2	12
Дерево	0,7	19	9,7
Кирпич	1,6	8,4	10
Бетон	2,3	5,6	12

В связи с тем, что пробеги альфа-частиц, испускаемых радиоактивными веществами, очень малы, нет необходимости в специальной защите от внешнего облучения альфа-частицами, так как для этого достаточно находиться на расстоянии 9–10 см от радиоактивного препарата, т. е. защита обеспечивается безопасным расстоянием. Для защиты от альфа-излучения достаточно листа бумаги. Одежда, обувь обеспечивают защиту от альфа-излучения.

Для защиты от бета-излучения используются: стекло, алюминий, плексиглас, полимеры – материалы, состоящие из элементов с малым порядковым номером. Использовать материалы, состоящие из элементов с большим порядковым номером, не рекомендуется, т.к. бета-частицы высоких энергий, проходя вблизи поля ядра тормозятся, на что тратят часть своей энергии. Последняя излучается в виде квантов тормозного рентгеновского излучения, интенсивность которого возрастает с увеличением порядкового номера вещества поглотителя.

Толщина слоя вещества, в котором происходит полное поглощение бета-частиц, соответствует максимальной длине пробега – длине пробега бета-частиц, имеющих наибольшую энергию в данном спектре, может быть определена по формуле

$$R_{\max} = (0{,}546 \cdot E_{\max} - 0{,}16)/\rho, \qquad (15.8)$$

где $R_{\max}$ – максимальная длина пробега (толщина слоя), см; $E_{\max}$ –

максимальная энергия бета-частиц в спектре, МэВ; ρ – плотность вещества, г/см^3.

Следует помнить об особой радиочувствительности глазного хрусталика. Так как толщина слоя роговицы, прикрывающего хрусталик, всего 0,3 г/см^3, для защиты глаз от бета-излучения применяют очки из обычного или органического стекла.

Применение индивидуальных средств защиты. При работе с открытыми радиоактивными веществами, а также на местности, загрязненной радиоактивными веществами, применяются индивидуальные средства защиты: противогазы, респираторы, специальная одежда, защитные перчатки. Кроме того, при работе с открытыми радиоактивными веществами используются вытяжные шкафы и закрытые камеры с защитными перчатками. Эти средства применяются для того, чтобы предохранить организм от попадания в него радиоактивных веществ.

Защита применением химических средств. Предупреждать поражение организма ионизирующими излучениями можно с помощью некоторых химических веществ. К ним относятся цистамин, меркаптоэтилгуандин и другие, сходные с ними, вещества. Защитное действие этих веществ проявляется, если их ввести в организм, за 5–15 мин до облучения.

Механизм действия химических веществ объясняется тем, что они, вступая в реакцию с образовавшимися под действием излучений радикалами, предупреждают образование активных перекисей.

С помощью химических веществ действие ионизирующих излучений на организм ослабляется примерно в два раза.

2. Приборы и принадлежности

В данной работе 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 см^2) и скорость счета импульсов зарегистритованного рентгеновского и гамма-излучения в диапазоне от 0 до $1{,}1 \cdot 10^4$ имп/с.

На передней панели пробора находятся мембранная панель управления (*1*), ЖКИ (*2*) и светодиодный индикатор (*3*) (рис. 1).

На задней стенке прибора расположена откидывающаяся на шарнирах крышка-фильтр с магнитным фиксатором (*4*), метка центр детектора (*5*) и этикетка с характеристикой прибора (*6*).

Рис. 1. Общий вид дозиметра-радиометра МКС-АТ6130:
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

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

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 зарытой крышкой-фильтром;

– плотности потока бета-частиц с открытой крышкой-фильтром.

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».**

3. Порядок выполнения работы и обработка результатов

В результате аварии и выброса радиоактивных веществ территория и объекты предприятия оказались загрязненными радионуклидом цезий-137 с периодом полураспада 30 лет. Оценить радиационную обстановку на объектах предприятия для принятия мер по защите работающих от сверхнормативного воздействия радиационных факторов.

3.1. Измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на объектах предприятия и расчет годовых доз облучения работающих в различных цехах.

3.1.1. При измерениях мощности дозы гамма-излучения магнитная крышка-фильтр должна быть закрыта.

3.1.2. Включите прибор нажатием кнопки **ПУСК/ОТКЛ.** и через 3–5 с и после завершения самоконтроля прибор переходит в режим индикации измерений. В режиме индикации мощности дозы на табло выводится среднее значение мощности дозы (***μSv/h, мSv/h***) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).

3.1.3. Проведите измерение естественного радиационного гамма-фона в лаборатории, который должен быть в пределах 0,1–0,2 мкЗв/ч.

3.1.4. Проведите измерение мощности эквивалентной дозы на всех объектах предприятия совмещая центр детектора с центром объекта.

3.1.5. Результаты проведенных измерений мощности дозы и статистической погрешности запишите в таблицу 15.2.

3.1.6. Проведите расчеты ожидаемой мощности дозы гамма-излучения на объектах предприятия с учетом естественного радиоактивного распада (по формуле 15.3).

3.1.7. Проведите расчеты эквивалентной дозы, полученные работающими за рабочую смену и в течение года (по формуле 15.1).

3.1.8. Сравните значения полученных годовых доз персоналом различных цехов с допустимой дозой (1 мЗв/год).

3.2. Измерение плотности потока бета-частиц в цехах предприятия.

3.2.1. Режим индикации плотности потока включается автоматически, если открыть на задней стенке прибора крышку-фильтр.

3.2.2. В режиме индикации плотности потока на табло выводится текущее значение плотности потока (**1/min·см^2**, **10/min·см^2**) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).

3.2.3. Проведите измерение плотности потока на объектах предприятия. При измерениях, плоскость задней стенки прибора должна находится на расстоянии 15–20 мм от исследуемой поверхности.

3.2.4. Результаты проведенных измерений плотности потока и статистической погрешности запишите в таблицу 15.3.

3.2.5. Полученные значения плотности потока бета-частиц сравните с допустимыми уровнями радиоактивного загрязнения (табл. 15.1).

Результаты проведенных измерений и вычислений представьте в виде таблицы следующей формы:

Таблица 15.3

Наименование объектов предприятия	Офис управления, цеха №№					
Номер объекта (цеха) на плане	ОУ	1	2	3	4	5
Мощность дозы радиационного фона в лаборатории **Н, мкЗв/ч**						
Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в цехах **Н, мкЗв/ч**						
Относительная погрешность измерений **ε,** %						
Доза полученная работающими за рабочую смену **Н**, мкЗВ (по формуле 15.1)						
Ожидаемая мощность дозы гамма-излучения через год **Н, мкЗв/ч** (по формуле 15.3)						
Доза полученная работающими за год (2000 рабочих часов) **Н**, мкЗВ (по формуле 15.1)						
Плотность потока бета-излучения в цехах предприятия, мин$^{-1}$ · см^2						

Сравните полученные значения мощности дозы, дозы и плотности потока бета частиц с предельно-допустимыми уровнями, установленными для производственных помещений и населения. В выводах укажите наиболее целесообразные варианты действий персонала предприятия, при которых исключаются радиационные поражения людей.

Контрольные вопросы

1. Какие пределы доз облучения установлены для населения и персонала радиационно-опасных объектов?
2. Как устроен цилиндрический счетчик Гейгера-Мюллера? Какие физические процессы лежат в основе регистрации ионизирующего излучения этим счетчиком?
3. Для регистрации каких видов радиоактивного излучения наиболее эффективны газоразрядные счетчики?
4. Дайте определение дозы и мощности дозы: а) экспозиционной; б) поглощенной; в) эквивалентной? В каких единицах измеряется каждая из этих величин?
5. Перечислите известные вам дозиметры-радиометры в которых используются детекторы: а) сцинтилляционные; б) ионизационные?
6. Что понимается под оценкой радиационной обстановки?
7. Какие показатели используются при оценке радиационной обстановки?