

Архангельский В.И., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.

Радиационная гигиена: практикум

Год издания 2015

Радиационная гигиена: практикум

Библиография Радиационная гигиена: практикум [Электронный ресурс] : учебное пособие / Архангельский В.И., Кириллов В.Ф., Коренков И.П. - М. : ГЭОТАР-Медиа, 2015. - <http://www.studentlibrary.ru/book/ISBN9785970431580.html>

Авторы Архангельский В.И., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.

Издательство ГЭОТАР-Медиа

Год издания 2015

Прототип Электронное издание на основе: Радиационная гигиена: практикум: учебное пособие. Архангельский В.И., Кириллов В.Ф., Коренков И.П. 2015. - 352 с. -ISBN 978-5-9704-3158-0.

Аннотация

Учебное пособие составлено с учетом современных принципов регламентирования ионизирующих излучений, в нем представлены новые данные из "Норм радиационной безопасности" (НРБ-99), "Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности" (ОСПОРБ-99), "Гигиенических требований к устройству и эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгенологических исследований".

Пособие предназначено студентам лечебных, медико-профилактических, стоматологических, педиатрических факультетов, факультетов военного обучения. Оно поможет в работе врачам отделов радиационной гигиены центров гигиены и эпидемиологии, радиобиологам, радиологам, рентгенологам, работникам служб радиационной безопасности и специалистам, интересующимся действием источников ионизирующих излучений на организм.

Гриф Рекомендовано учебно-методическим объединением по медицинскому и фармацевтическому образованию вузов России в качестве учебного пособия для студентов, обучающихся по специальности 060104 65 - Медико-профилактическое дело

Оглавление

Радиационная гигиена: практикум	2
Предисловие.....	5
Глава 1. Теоретические и прикладные основы радиационной гигиены.....	8
1.1. ОСНОВНЫЕ ТЕРМИНЫ. РАДИОАКТИВНЫЙ РАСПАД. ВИДЫ ЯДЕРНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ, ЕДИНИЦЫ ИЗМЕРЕНИЯ.....	8
1.3. ГИГИЕНИЧЕСКАЯ РЕГЛАМЕНТАЦИЯ ОБЛУЧЕНИЯ ЧЕЛОВЕКА.....	34
Глава 2. Методы обнаружения и регистрации ионизирующих излучений.....	48
Глава 3. Радиометрические методы исследований	63
3.1. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОАКТИВНОСТИ ПИЩЕВЫХ ПРОДУКТОВ	76
3.2. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОАКТИВНОСТИ ВОДЫ.....	88
3.3. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОАКТИВНОСТИ ВОЗДУХА	99
3.4. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ	117
3.5. СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ	136
Глава 4. Дозиметрические методы исследований	150
4.1. ГРУППОВОЙ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ	154
4.2. ИНДИВИДУАЛЬНЫЙ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ.....	158
4.3. РАСЧЕТНЫЕ МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ДОЗ И КОНТРОЛЯ ЗАЩИТЫ ОТ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	165
Глава 5. Государственный санитарно-эпидемиологический надзор в области радиационной гигиены	181
5.1. СОДЕРЖАНИЕ ГОСУДАРСТВЕННОГО САНИТАРНО-ЭПИДЕМИОЛОГИЧЕСКОГО НАДЗОРА ПО РАЗДЕЛУ РАДИАЦИОННОЙ ГИГИЕНЫ.....	181
5.2. РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКАЯ ЭКСПЕРТИЗА РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ (РАДИОЛОГИЧЕСКИХ ОТДЕЛЕНИЙ)	192_Точ534460158
5.3. РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ УЧРЕЖДЕНИЙ, ИСПОЛЬЗУЮЩИХ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	208
Глава 6. Радиационная экология. Приемлемый уровень риска для категорий, облучаемых лиц	217

Предисловие

Радиационная гигиена - наука, изучающая условия, вид и последствия воздействия источников ионизирующих излучений (ИИИ) на человека и разрабатывающая мероприятия, направленные на охрану его здоровья.

Радиационная гигиена ставит перед собой такие важные проблемы как защита человека от поражающего действия ИИИ, обеспечение нормальных (оптимальных) санитарно-гигиенических условий при любых контактах людей с ИИИ в процессе профессиональной деятельности или нахождения в окружающей среде.

Используя значительные достижения радиобиологии (биологическое действие ИИИ на организм), ядерной и радиационной физики (виды взаимодействия ионизирующих излучений с веществом, дозиметрия), радиационной экологии (природные ИИИ), радиационная гигиена в качестве важнейшей практической задачи ставит выработку и обоснование дозовых пределов внешнего облучения человека и допустимых уровней внутреннего облучения, радиационной безопасности лиц, работающих с источниками ИИИ и обследуемых при рентгеновском исследовании и радиодиагностике. Не менее важно обеспечение защиты людей при работе с радионуклидами и ионизирующими источниками, при возможных аварийных ситуациях, а также охрана природной и антропогенной среды от радиоактивных загрязнений.

Для решения этих ответственных задач в рамках радиационной гигиены осуществляются: изучение потенциальных источников радиоактивного загрязнения среды; разработка предупредительных мероприятий; изучение поведения радиоактивных газов, аэрозолей в окружающей среде, радиоактивных веществ в почвах, открытых и подземных водоемах; исследование миграции радионуклидов в среде и биосфере; контроль захоронения радиоактивных отходов. Радиационная гигиена предполагает выработку нормативов (основных дозовых пределов, допустимых и контрольных уровней) содержания отдельных радионуклидов и излучений в природной и производственной среде, годового поступления в организм, допустимого содержания в организме, уровней загрязнения поверхностей - и все это отдельно для работающих с изотопами, т.е. для лиц, находящихся по условиям работы в сфере воздействия ИИИ, и, наконец, для всего населения. Эти законодательно установленные и утвержденные нормативы при их неукоснительном выполнении министерствами, ведомствами, предприятиями, научно-исследовательскими учреждениями, специалистами в целом должны обеспечивать сохранение чистой окружающей среды, пригодной для обитания людей.

ИИИ наибольшее применение нашли в медицине для диагностики и лечения различных заболеваний. *Радиоизотопная диагностика in vivo* - метод исследования состояния организма и отдельных органов, основанный на наблюдении за радионуклидами, введенными внутрь организма. При этом используется синтезированное биологическое вещество, часть молекулы или молекул которого «помечены» радионуклидом. Введенные радионуклиды, такие как ^3H , ^{14}C , ^{24}Na , ^{32}P , ^{35}S , ^{42}K , ^{45}Ca , ^{59}Fe , ^{123}I , ^{125}I , ^{131}I , избирательно накапливаясь в биологических системах и органах, ведут себя так же, как стабильные изотопы этих элементов. Таким образом, наблюдение за увеличением и последующим снижением активности введенного препарата в органе, ткани позволит изучить миграцию, превращения, накопление, выведение «меченого» биологически активного вещества и на основании этого сделать вывод о функционировании исследуемых органов или тканей.

Радиоизотопная диагностика in vitro позволяет проводить исследование в биологических жидкостях (крови, сыворотки крови, желудочном соке и т. п.) методами радиационного иммунного анализа и молекулярной биологии с использованием радионуклидов и стабильных изотопов. Эти исследования позволяют достаточно точно определить количество гормонов, дефицит питательных веществ, витаминов и микро- и макроэлементов в организме человека.

Рентгенологическая диагностика (флюорография, рентгенография, рентгеноскопия) - методы медицинских исследований, основанные на получении изображения органов и тканей при прохождении через них рентгеновского излучения.

Широкое применение в *промышленности* ИИИ нашли в исследовании внутренней структуры материалов и изделий, сварных швов крупных трубопроводов. В химическом производстве ИИИ используют для измерения уровня жидких и сыпучих материалов, плотности растворов и пульп, оперативного определения содержания компонентов, анализа жидких и газообразных сред. В авиации (приборы, радиоизотопные сигнализаторы обледенения) ИИИ используют в качестве автономных источников тепла, света, электричества, для энергоснабжения навигационных систем (маяков), автоматических метеостанций. Особую роль автономные и компактные ядерные источники энергии играют в освоении космического пространства. Перспективы использования малогабаритных ядерных реакторов для энергообеспечения космических аппаратов обусловлены их высокой конкурентоспособностью по сравнению с другими бортовыми источниками энергоснабжения.

При всех преимуществах использования атомной энергии в мирных целях она содержит в себе потенциальную возможность переоблучения значительных коллективов и загрязнения радионуклидами окружающей среды, если, разумеется, не будут приниматься меры радиационной защиты. Безусловно, использование радионуклидов и ионизирующего излучения должно сочетаться с обеспечением радиационной безопасности, строгим контролем и высоким профессионализмом сотрудников, которые работают с ИИИ.

Основные задачи Федерального государственного учреждения здравоохранения «центра гигиены и эпидемиологии» (ФГУЗ ЦГЭ) по разделу радиационной гигиены:

1. Осуществление государственного санитарно-эпидемиологического надзора за выполнением предприятиями, учреждениями, организациями, должностными лицами и гражданами правил, требований и норм законодательства Российской Федерации, а также приказов и инструкций местных органов здравоохранения по вопросам радиационной гигиены при производстве, применении, хранении, транспортировке и захоронении радиоактивных веществ (РВ) и других ИИИ;

2. Осуществление государственного санитарного надзора за радиационной безопасностью населения;

3. Проведение организационно-методической работы по разделу радиационной гигиены;

4. Работа по вопросам Гражданской обороны, включая надзор за ликвидацией медицинских последствий радиационных аварий, в соответствии с действующим положением;

5. Пропаганда знаний по радиационной гигиене среди специалистов и населения.

Специалисты подразделений радиационной гигиены ФГУЗ ЦГЭ для осуществления основных направлений практической деятельности должны знать:

- основы законодательства о здравоохранении и директивные документы, определяющие деятельность органов и учреждений здравоохранения;
- теоретические правовые аспекты охраны здоровья населения;
- правовые и организационные аспекты Государственного надзора в РФ и работы ФГУЗ ЦГЭ;

- структуру, организацию работы ФГУЗ ЦГЭ по разделу радиационной гигиены;
- физические основы дозиметрии и радиационной безопасности с основами радиохимического анализа проб биосреза и объектов окружающей и производственной среды;

- действие ИИИ на здоровье человека;
- вопросы профилактики и ликвидации последствий радиационных и ядерных аварий;

- клинику радиационных поражений человека;
- вопросы организации медицинской помощи в лечении пострадавших при поражениях ионизирующими излучениями;
- санитарные нормы и правила по радиационной гигиене;
- проблему радиационной безопасности населения и охраны окружающей среды;
- вопросы гигиены труда при работе с ИИИ;
- гигиенические вопросы противорадиационной защиты;
- частные вопросы радиационной гигиены (радиационную безопасность при использовании ИИИ в медицине, при транспортировке радионуклидов, проблемы радиоактивных отходов, радиационную безопасность на ядерных реакторах и АЭС);
- формы и методы санитарного просвещения.

Глава 1. Теоретические и прикладные основы радиационной гигиены

1.1. ОСНОВНЫЕ ТЕРМИНЫ. РАДИОАКТИВНЫЙ РАСПАД. ВИДЫ ЯДЕРНЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ, ЕДИНИЦЫ ИЗМЕРЕНИЯ

Цель занятия: изучить и оценить потенциальную опасность различных видов ионизирующих излучений на основании характеристики их физических свойств.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Основные понятия, определения, термины

Авария радиационная - потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями персонала, стихийными бедствиями или иными причинами, которые могли привести или привели к незапланированному облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды, превышающим величины, регламентированные для контрольных условий.

Активность (A) - количественная мера радиоактивного нуклида, ожидаемое в данный момент число спонтанных ядерных переходов в другое энергетическое состояние за единицу времени.

Активность удельная (A_ш) - отношение активности радиоактивного источника к его массе.

Активность объемная (A_v) - отношение активности радионуклида к его объему.

Активность поверхностная (A_a) - активность радиоактивного вещества на единице поверхности тела.

Группа критическая. Для данного источника излучения и данного пути облучения однородная по полу, возрасту, социальным и профессиональным признакам группа лиц (не менее 10 человек) называется критической, если для ее членов типично получение наивысших эффективных или эквивалентных (в зависимости от ситуации) доз по данному пути облучения и от данного источника излучения.

Дезактивация - удаление радиоактивных веществ с какой-либо поверхности или из какой-либо среды, включая организм человека.

Доза - поглощенная доза, доза на орган, эквивалентная доза, эффективная доза, ожидаемая эквивалентная доза, ожидаемая эффективная доза (в зависимости от контекста). Определяющие прилагательные часто опускаются, если они не нужны для определения интересующей величины.

Доза поглощенная - энергия излучения, поглощенная в единице массы облучаемого вещества.

Доза эквивалентная - поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент.

Доза эффективная - величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов с учетом их радиоактивности.

Загрязнение радиоактивное - присутствие радиоактивных веществ техногенного происхождения на поверхности или внутри материала или тела человека, в воздухе или другом месте, которое может привести к облучению в индивидуальной дозе более 10 мкЗв/год или коллективной дозе 1 чел-Зв/год.

Ионизационный детектор - детектор ионизирующего излучения, принцип действия которого основан на использовании ионизации в веществе чувствительного объема детектора.

Источник излучения техногенный - источник ионизирующего излучения, специально созданный для полезного применения этого излучения или являющийся побочным продуктом технической деятельности.

Источник ионизирующего излучения - устройство или радиоактивное вещество, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение.

Источники излучения природные - источники излучения природного происхождения, включая космическое излучение, а также земные источники, присутствующие в жилищах, на шахтах, в источниках минеральных вод и т. д.

Мощность дозы - отношение приращения дозы (поглощенной, эквивалентной, эффективной) dD , dH , dE за интервал времени dt к этому интервалу времени.

Облучение - воздействие на людей ионизирующего излучения, которое может быть внешним воздействием от источников, находящихся вне тела человека, или внутренним воздействием от источников, попавших внутрь организма.

Облучение аварийное - облучение, возникающее в результате радиационной аварии.

Облучение природное - виды облучения, обусловленные природными источниками излучения.

Облучение медицинское - облучение пациентов, добровольцев и населения в результате медицинского обследования или лечения.

Облучение профессиональное - воздействие ионизирующего излучения на работников (персонал) вследствие их работы с техногенными источниками излучения.

Облучение потенциальное - облучение, которое может возникнуть в результате радиационной аварии, но не обязательно в обычных условиях.

Отходы радиоактивные - отходы, не подлежащие дальнейшему использованию вещества в любом агрегатном состоянии, а именно:

- материалы, изделия, оборудование, объекты биологического происхождения, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные нормативными правовыми актами;
- отработанное ядерное топливо;
- отработавшие свой ресурс или поврежденные радионуклидные источники;
- извлеченные из недр и складируемые в отвалы и хвостохранилища породы, руды и отходы обогащения и выщелачивания руд, в которых содержание радионуклидов превышает уровни, установленные нормативными правовыми актами.

Персонал - лица, работающие с техногенными источниками (группа А), или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).

Поступление радионуклидов - численное значение величины активности радионуклидов, проникших внутрь организма при вдыхании, заглатывании или через кожу.

Предел годового поступления (ПГП) - поступление в течение года данного радионуклида в организм условного человека, которое приведет к облучению в ожидаемой дозе, равной соответствующему пределу годовой эффективной (или эквивалентной) дозы.

Предел годовой эффективной (или эквивалентной) дозы - величина эффективной (или эквивалентной) дозы техногенного облучения, которая не должна превышать за год; пределы дозы устанавливаются на уровнях, которые должны быть признаны в качестве предельно допустимых в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов; вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

Радиоактивность - способность некоторых атомных ядер самопроизвольно (спонтанно) превращаться в другие ядра с испусканием частиц.

Радиационная безопасность населения - состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения.

Радионуклид - радиоактивные атомы с данным массовым числом и атомным номером, а для изомерных атомов - с данным энергетическим состоянием атомного ядра.

Радионуклидный источник - источник ионизирующего излучения, содержащий радионуклид или смесь радионуклидов.

Риск радиационный - вероятность того, что у человека в результате облучения возникнет какой-либо конкретный вредный эффект.

Сцинтилляционная эффективность - отношение суммарной энергии фотонов сцинтилляции к энергии, выделенной ионизационной частицей в сцинтилляторе.

Уровень контрольный - численные значения контролируемых величин дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т. д., устанавливаемые руководством учреждения и органами Государственного санитарно-эпидемиологического надзора для оперативного радиационного контроля, закрепления достигнутого в учреждении уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Эффекты излучения детерминированные - биологические эффекты излучения, в отношении которых предполагается существование порога, выше которого тяжесть эффекта зависит от дозы.

Эффекты излучения стохастические - вредные биологические эффекты излучения, не имеющие дозового порога. Принимается, что вероятность возникновения этих эффектов пропорциональна дозе, а тяжесть их проявления не зависит от дозы.

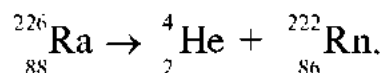
Радиоактивный распад. В зависимости от состава и энергетического состояния ядра атомов химических элементов могут быть стабильными и нестабильными (радиоактивными). Ядра радиоактивных нуклидов (радионуклидов) неустойчивы, вследствие чего в них происходят ядерные превращения, конечным результатом которых является образование стабильного нуклида. Совокупность таких ядерных превращений называется *радиоактивным распадом* или *радиоактивностью*.

При каждом акте распада высвобождается энергия, которая передается дальше в виде излучения того или иного вида. Иногда образовавшийся в ходе радиоактивного распада нестабильный нуклид оказывается настолько *возбужденным*, что испускание частицы не приводит к полному снятию *возбуждения*; в этом случае происходит выброс порции «чистой», *квантовой энергии*, которая не имеет своего материального носителя с четкими пространственными и весовыми характеристиками. Иногда ядро последовательно испускает *ряд квантов энергии*, каждый раз переходя в менее *возбужденное* состояние, пока не станет *стабильным*. Это явление получило название *каскадного* излучения. К примеру, практически все ядра нестабильного изотопа кобальта-60 последовательно испускают два кванта энергии величиной 1,33 и 1,17 МэВ. Переход ядра из возбужденного состояния в основное путем испускания фотонов, при котором не изменяется ни атомный номер, ни атомная масса (массовое число), называется *изомерным переходом*, который также относится к радиоактивному распаду.

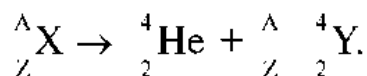
Радиоактивность (от лат. *radio* - излучаю, *radius* - луч и *activus* - действенный) - способность некоторых ядер атомов самопроизвольно (спонтанно) превращаться в другие ядра с испусканием частиц.

К радиоактивным превращениям относят: альфа-распад, все виды бета-распада, спонтанное деление ядер, термоядерные реакции, протонную и дупротонную, кластерную радиоактивность. По *типу ионизации* атома эти радиоактивные превращения относят к *непосредственно ионизирующим* излучениям, в отличие от *косвенно ионизирующих* излучений: нейтронов, гамма-квантов, характеристического, тормозного и рентгеновского излучений, а также продуктов ядерных реакций, не обладающих зарядами (мезоны, пионы и др.). По *физическому состоянию* ионизирующие излучения классифицируются как *корпускулярные* (альфа-, бета-частицы, протоны, нейтроны) и *фотонные* (гамма-кванты, характеристическое, тормозное и рентгеновское излучения).

Альфа-распад характерен для тяжелых (трансурановых) естественных и искусственных радиоактивных элементов с большими порядковыми номерами (т.е. для элементов с малыми энергиями связи). При альфа-распаде из ядра радионуклида выбрасывается α -частица, представляющая собой ядро атома гелия ${}^4_2\text{He}$, состоящее из двух протонов и двух нейтронов (то есть имеющее массу 4 и заряд +2) с образованием нового стабильного или радиоактивного нуклида. Следовательно, при испускании α -частицы образуется «дочерний» нуклид, имеющий заряд на 2 единицы и массовое число на 4 единицы меньше, чем у «материнского» нуклида:



В общем виде закон превращения ядра при альфа-распаде можно записать следующим образом:

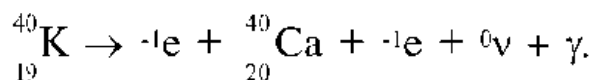


Масса α -частицы превышает массу электрона в 7300 раз. Альфа-распад претерпевает примерно 15% всех радиоизотопов, которых насчитывается около 1500. Из них порядка 30 нуклидов относятся к радиоактивным семействам урана и тория.

Кинетическая энергия α -частиц имеет строго определенное значение. Энергетический спектр (распределение частиц по энергиям) альфа-излучения имеет *дискретный* (раздельный, прерывный) характер. Она у большинства α -радиоактивных ядер заключена в пределах 4-9 МэВ. Ядро гелия имеет энергию 4,18 МэВ. Периоды полураспада альфа-радиоактивных нуклидов варьируют от 10^{-7} до 240^{17} лет. При α -распаде могут возникать возбужденные ядра (продукты распада), которые, переходя в основное состояние, испускают гамма-кванты.

Бета-радиоактивные превращения характерны как для естественных, так и для искусственных радиоактивных элементов, и являются наиболее распространенным типом распада (им обладают до 57% всех известных радионуклидов). Существуют три вида β -распада: электронный β -распад (с излучением электронов); позитронный β -распад (с излучением позитронов); К-захват (захват орбитального электрона ядром).

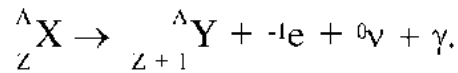
Для большинства природных и искусственных радионуклидов характерен *электронный* или *отрицательный* β -распады (46%), при которых ядро радионуклида излучает высокоэнергетический электрон - ${}^{-1}_0\text{e}$ (бета-частицу - β)¹.



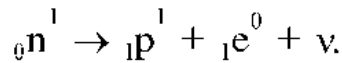
Массовое число вновь образованного радионуклида не изменяется по сравнению с массовым числом «материнского» радионуклида. Порядковый же номер радионуклида возрастает на единицу.

Вылет электронов сопровождается выбросом *нейтрино* (ν) или *антинейтрино* ($\bar{\nu}$) - элементарной частицы с ничтожной массой (1/2000 от массы покоя электрона). Отличительное свойство нейтрино, определяющее его роль в природе, - огромная проникающая способность, особенно при низких энергиях. Формула электронного β -распада следующая:

¹ Бета-частица практически не обладает массой, она приблизительно в 7000 раз меньше массы альфа-частицы. Периоды полураспада бета-активных ядер варьируют от 10⁻ секунд до 10 лет.

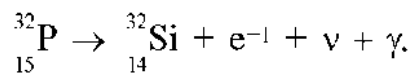
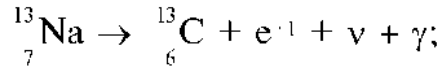


Электронный распад типичен для ядер, содержащих избыточное число нейтронов, и эквивалентен превращению нейтрона ядра в протон по реакции:

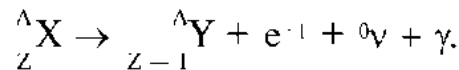


При испускании β -частиц ядро атомов может находиться в возбужденном состоянии. Переход их в невозбужденное состояние сопровождается испусканием гамма-квантов.

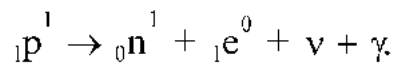
Позитронный β -распад наблюдается у некоторых искусственных радионуклидов:



Формула позитронного распада следующая:



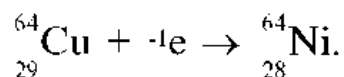
При позитронном распаде порядковый номер радионуклида уменьшается на единицу, а массовое число не изменяется. Позитронный распад характерен для ядер, содержащих избыточное число протонов, и эквивалентен превращению протона в нейтрон по реакции:



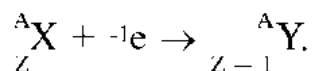
Позитрон, в отличие от электрона, недолговечен (временной интервал 10^{-10} - 10^{-7} с), он соединяется с электроном, в результате чего образуются два гамма-кванта. Это явление называется *аннигиляцией* (лат. *annihilatio* < *nihil* - ничто, *буквально* превращение ни во что, уничтожение); в данном случае превращение *электрона и позитрона в фотоны*.

Своеобразие позитронного распада заключается в том, что масса исходного протона меньше, чем масса образовавшегося нейтрона, поэтому испускание позитрона требует поглощения, а не выделения энергии. Эта энергия образуется при перестройке остатка исходного ядра в конечное ядро. Позитрон, вылетев из ядра, срывает с оболочки атома «лишний» электрон, и пара позитрон-электрон превращается в два гамма-кванта, после чего конечное ядро становится электрически уравновешенным. Электронный и позитронный β -распады обладают непрерывным спектром энергии.

К-захват (захват орбитального электрона ядром) встречается у 25% радионуклидов. При этом ядро захватывает электрон с ближайшей К-оболочки (иногда L-слоя) и происходит такое же превращение ядра, как и при позитронном распаде: «лишний» протон, соединившись с этим электроном, превращается в нейтрон, испуская нейтрино:



Реакция в виде уравнения может быть записана так:

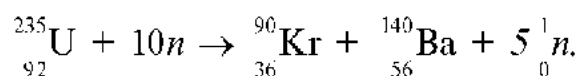


Радионуклиды освобождаются от избыточных протонов путем электронного захвата, происходящего в том случае, когда в ядре нет энергии, достаточной для позитронного распада.

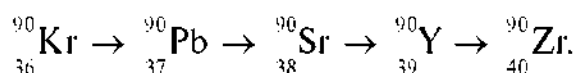
На освободившееся в К-слое место переходит электрон из L-слоя, на место последнего - из M-слоя и т. д., причем каждый переход связан с высвобождением некоторой энергии, которая испускается атомом в виде *рентгеновского характеристического излучения*.

Позитронный распад и К-захват - конкурирующие типы распада. Если возможно испускание позитрона, то возможен и захват орбитального электрона ядром. При К-захвате единственной вылетающей из ядра частицей является нейтрино.

Спонтанное деление ядер. Этот процесс наблюдается у радиоактивных элементов с большим атомным номером (например, ^{235}U , ^{239}Pu и др.) при захвате их ядрами медленных нейтронов. Одни и те же ядра при делении формируют различные пары осколков, которые представляют собой ядра средних массовых чисел, например:

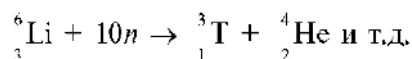
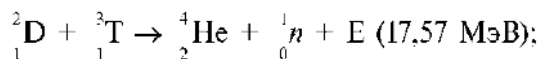
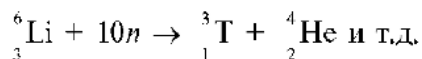
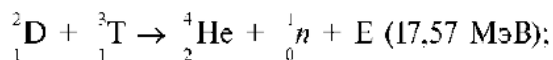


В результате деления тяжелых ядер образуются осколки с избыточным количеством нейтронов. Эти осколки часто претерпевают несколько последовательных β -распадов, например:



Возникающие при самопроизвольном делении тяжелых ядер ядра легких элементов имеют большую энергию связи, приходящуюся на одну частицу. При этом выделяется энергия, соответствующая разнице энергии связи частиц в ядрах тяжелых и легких элементов. Это явление служит для получения ядерной энергии. В случае, если возникающие при делении одного ядра нейтроны вновь используются для последующего деления других ядер, реакция будет цепной. Условия для такой реакции создаются в реакторах. Когда цепная реакция нарастает лавинообразно в результате выделения энергии в течение короткого промежутка времени, происходит взрыв. Это явление возможно, когда масса способного к делению материала достигает критической величины, например, в атомных зарядах при их взрывах.

Термоядерные реакции протекают лишь при температурах, достигающих нескольких миллионов градусов. В этих условиях ядра легких элементов, двигаясь с большими кинетическими энергиями, будут сближаться на малые расстояния и объединяться в ядра более тяжелых элементов, например:



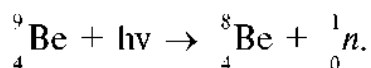
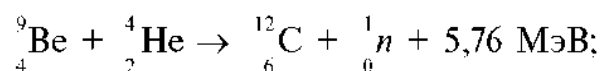
На этом принципе основано устройство термоядерных зарядов. Они состоят из плутониевого запала, служащего для создания высокой температуры, и смеси изотопов легкого элемента.

Протонной радиоактивностью называют испускание протона из ядра в основном состоянии. Этот процесс может наблюдаться у искусственно полученных ядер с большим дефицитом нейтронов. Данный вид распада характерен для ядра $^{15}_7\text{Lu}$, в котором на 24 нейтрона меньше, чем в его β -стабильном изотопе $^{152}_7\text{Lu}$. При этом испускание протонов возможно только в том случае, если период полураспада процесса относительно невелик (меньше секунды). Успехи в области ускорительной техники позволили впервые наблюдать протонную радиоактивность в изотопах ^{177}Ir ; ^{185}Au и ^{213}Bi (в ядрах, отстоящих на 24-28 нейтронов от стабильных ядер).

Двухпротонный распад может наблюдаться для протоно избыточных легких ядер с четным числом протонов. Такие ядра будучи устойчивыми к испусканию одного протона могут оказаться нестабильными к испусканию сразу двух протонов.

К *кластерной радиоактивности* относится радиоактивный распад с вылетом частиц, промежуточных по массе между α -частицами и осколками деления (^6C ; ^{10}Ne ; ^{12}Mg ; ^{14}Si). Этот вид радиоактивного превращения найден более чем у десяти нуклидов от радия до плутония.

Нейтронное излучение наблюдается при бомбардировке некоторых атомов потоком частиц или γ -фотонов. Например, атомы бериллия (в его ядре нейтроны слабо связаны) под действием альфа-частиц или γ -фотонов могут стать источником нейтронов:



Не имея заряда, нейтроны не ионизируют атомы или молекулы среды. Проходя через вещество, они вступают во взаимодействие с ядрами. Сталкиваясь с ядрами, нейтроны передают им часть своей энергии (возникают «ядра отдачи»), при этом сами нейтроны тормозятся и рассеиваются. Наибольшее количество энергии нейтроны передают, сталкиваясь с ядрами, масса которых близка их массе (протоны, дейтроны). Рано или поздно нейтроны соединяются с ядрами, которые становятся неустойчивыми и испускают α -, β -частицы и γ -лучи. Таким образом, поглощение нейтронов веществом порождает ядра отдачи, имеющие значительную энергию, и вызывает *наведенную радиоактивность* атомов (реакцию *активации*). Оба фактора приводят к сильной ионизации вещества.

Попадая в водородосодержащие ткани живого организма, нейтроны передают свою энергию протонам, которые сильно ионизируют вещество. Нейтронное излучение обладает очень высокой проникающей способностью. Источниками нейтронов являются: атомная бомба, ядерный реактор.

Благодаря отсутствию электрического заряда нейтрон проникает внутрь атома и легко достигает ядра. Он может отскочить от поверхности ядра, но может проникнуть в ядро и поглотиться в нем. Нейтрон обладает широким диапазоном энергий: от долей до десятков миллионов электрон-вольт. В зависимости от энергии нейтроны участвуют в определенных видах рассеяния.

Упругое рассеяние. В большинстве случаев взаимодействия нейтроны не поглощаются, а рассеиваются на ядре на некоторый угол, теряя при этом часть своей энергии. Процесс замедления нейтронов происходит до тех пор, пока их энергия не станет тепловой. Наиболее эффективно процесс замедления нейтронов в результате упругого рассеяния происходит на легких ядрах. Идеальное замедление - лобовое столкновение нейтрона с ядром водорода, так как масса нейтрона приблизительно равна массе протона. В этом случае нейтрон практически полностью может потерять кинетическую энергию. Замедлителями нейтронов служат водородосодержащие вещества: вода, парафин, графит, органическое стекло и другие.

Образование пар. Наряду с электронами фотонное излучение может взаимодействовать с электрическим полем атомных ядер поглотителя. При этом фотон прекращает свое существование и рождается пара электрон-позитрон, полная энергия которой равна энергии фотона, уменьшенной на 1,02 МэВ энергии эквивалентной массы покоя электрона и позитрона. Такое явление служит примером взаимопревращения массы и энергии.

Возникшие электроны и позитроны растрчивают свою энергию в основном на ионизацию. Позитроны - частицы недолговечные, они аннигилируют при встрече со свободными электронами, выбрасывая в противоположных направлениях два γ -кванта с энергией 0,51 МэВ каждый. Фотоны аннигиляции, в последующем взаимодействующие со средой, многократно рассеиваются и в конечном итоге поглощаются. Процесс образования пар наблюдается при энергиях γ -квантов более 1,02 МэВ.

Ввиду того, что у большинства *радиоактивных элементов*, которые используются в *медицине*, энергия лучей не превышает 1 МэВ, можно принять, что ослабление пучка γ -квантов происходит в основном за счет эффекта Комптона.

Все работы с γ -излучающими источниками должны проводиться с защитой. Ввиду того что коэффициенты ослабления γ -квантов возрастают с увеличением плотности поглотителя (с увеличением атомного номера), тяжелые вещества являются более эффективными поглотителями, чем легкие.

Экраны для защиты от гамма и рентгеновского излучений: свинец, просвинцованная резина, бетон, вода.

Взаимодействие нейтронов с веществом. Главным источником нейтронов являются атомные реакторы. Их можно получить также с помощью циклотронов и при распаде закрытых нейтронных источников, ставших доступными для различных учреждений, в том числе и медицинских. Нейтроны, будучи незаряженными частицами, ионизируют вещество непрямым путем. Тип взаимодействия между нейтронами и атомами зависит от кинетической энергии частиц. По уровню энергии нейтроны условно разделяют на следующие группы:

- медленные (холодные с энергией менее 0,025 эВ, тепловые с энергией 0,025-0,5 В, надтепловые с энергией выше 0,5 эВ);
- резонансные с энергией 1-500 эВ;
- промежуточные с энергией 0,5-500 эВ;
- быстрые с энергией 0,5-20 МэВ;
- очень быстрые с энергией 20-300 МэВ;
- сверхбыстрые с энергией свыше 300 МэВ.

При взаимодействии нейтронов с электронами и атомными ядрами передача энергии происходит лишь в последнем случае. Различают несколько типов взаимодействия нейтронов с атомными ядрами.

Упругое соударение. При упругом соударении часть энергии нейтрона передается ядру, которое за счет этого приобретает энергию и вылетает из электронной оболочки атома с большой скоростью. Такие ядра называются ядрами отдачи, которые в последующем на своем пути ионизируют встречные атомы. Упругое соударение нейтрона с ядром подчиняется классическим законам для соударения упругих шаров. Следовательно, чем легче атом, тем больше полученная им энергия. Таким образом, наибольшее количество энергии (50%) нейтрон теряет при столкновении с ядром атома водорода протоном. Поэтому для уменьшения интенсивности нейтронного пучка слой воды или парафина толщиной 1 см оказывается более эффективным, чем слой свинца той же толщины. В результате ряда столкновений энергия нейтронов уменьшается и приобретает значение, равное энергии молекул газа.

Неупругое соударение. При неупругом соударении нейтроны проникают в ядро и сообщают ему часть своей кинетической энергии. При этом ядро испускает энергию возбуждения в виде одного или нескольких γ -квантов. При неупругих соударениях

быстрые нейтроны передают ядрам до 90% своей энергии. Этот процесс представляет собой реакцию (n, γ, n) .

Вероятность неупругого рассеяния нейтронов уменьшается с уменьшением их энергии и становится равной нулю для медленных нейтронов.

Радиационный захват. При соударении нейтрон поглощается ядром; возбужденное ядро отдает энергию в виде γ -излучения - реакция по типу (n, γ) . Вероятность захвата нейтронов уменьшается с увеличением энергии нейтронов и для быстрых нейтронов становится в 10^2 - 10^5 раз меньше вероятности упругого и неупругого рассеяний.

Вероятность захвата нейтронов ядрами возрастает с уменьшением энергии нейтрона и является наибольшей для медленных нейтронов. Для некоторых нуклидов (^{135}Cs , ^{10}B и др.) эта вероятность в несколько тысяч и десятков тысяч раз превышает вероятность рассеяния. Вещества, содержащие такие ядра, интенсивно поглощают нейтроны и поэтому их применяют для защиты от медленных нейтронов.

Ядерные реакции. Нейтроны способны вызывать целый ряд различных реакций: (n, p) , (n, α) , $(n, 2n)$ и т. п. Эти реакции проходят главным образом при попадании нейтронов с большой энергией на легкие элементы. При этом возникают как стабильные, так и радиоактивные ядра.

Реакция расщепления ядер характерна только для тяжелых химических элементов и используется в виде так называемой *цепной ядерной реакции* для получения ядерной энергии.

Таким образом, в результате взаимодействия всех *видов* ионизирующих излучений с веществом образуются ионы.

Различие заключается только в плотности ионизации: α -частицы и протоны создают в веществе большую плотность ионизации, а β -частицы и γ -излучение - значительно меньшую. Поскольку нейтроны, так же как и γ -кванты, относительно слабо взаимодействуют с веществом, они обладают большей проникающей способностью.

При прохождении заряженных частиц, нейтронов и гамма-квантов через любые вещества в них образуются возбужденные молекулы, радикалы и ионы. Вслед за процессом ионизации и возбуждения протекают обратные процессы образования нейтральных атомов и молекул (рекомбинация) и переходы возбужденных атомов, молекул, ионов и радикалов в нормальное состояние. При этом возбужденные атомы и молекулы могут диссоциировать и испускать ультрафиолетовое и инфракрасное излучения или растрчивать энергию возбуждения при соударениях. В итоге поглощенная энергия излучения превращается в тепловую и в потенциальную химическую энергию облучаемой среды.

Дозы ионизирующих излучений. Основные дозиметрические величины: доза излучения (поглощенная доза); эквивалентная; эффективная; коллективная; экспозиционная дозы; мощность дозы.

Эквivalentные дозиметрические величины: керма; эквивалент дозы; амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза).

Поглощенная доза. В качестве величины, характеризующей воздействие ИИ на облучаемую среду (органы, ткани), принята *поглощенная доза*, представляющая отношение средней энергии, переданной ИИ веществу в элементарном объеме, к его массе в этом объеме.

Доза поглощенная (доза) определяется по формуле:

$$D = \frac{d_e}{d_m},$$

где d_e - средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме; d_m - масса вещества в этом элементарном объеме.

В Международной системе единиц поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм ($\text{Дж}\cdot\text{кг}^{-1}$), и имеет специальное название - *грей (Гр)*.

Внесистемной единицей поглощенной дозы является *рад* (англ. Radiation absorbed dose).

$$1 \text{ рад} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Дж/кг} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Гр}. 1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад}.$$

Эквивалентная доза. Для характеристики радиационного воздействия на человека, которое в большинстве случаев характеризуется пролонгированным облучением в малых дозах, введена величина *эквивалентной дозы*, позволяющая оценить возможный ущерб здоровью человека при хроническом воздействии ИИ произвольного состава на определенный орган человека.

Доза эквивалентная (H_{TR}) - рассчитывается по формуле:

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

где D_{TR} - средняя поглощенная доза в органе или ткани T; W_R - взвешивающий коэффициент для излучения R.

Взвешивающий коэффициент используется для учета относительной биологической эффективности¹ при сравнительной оценке действия различных видов излучения.

¹ Относительная биологическая эффективность (ОБЭ). Под ОБЭ излучения понимают его относительную (по сравнению с рентгеновским или γ -излучением) способность при заданной поглощенной дозе вызывать лучевое поражение определенной степени тяжести. ОБЭ рентгеновского и γ -излучений принимают равной 1. Коэффициент ОБЭ определяется как отношение доз данного и стандартного излучений, необходимых для получения одинакового эффекта:

$$\text{ОБЭ} = \frac{D}{D_n},$$

где D - доза рентгеновского излучения (180-250 кэВ), вызывающая какой-то эффект; D_n - поглощенная доза любого вида ионизирующего излучения, вызывающая такой же эффект.

Величина коэффициентов ОБЭ в определенной степени зависит не только от ЛПЭ, но и ряда физических и биологических факторов.

Единицей измерения эквивалентной дозы является джоуль на килограмм ($\text{Дж}\cdot\text{кг}^{-1}$), имеющий специальное наименование *зиверт* (*Зв*).

Внесистемной единицей эквивалентной дозы является *бэр*¹ (международное обозначение - rem).

$$1 \text{ бэр} = 10^{-2} \text{ Зв};$$

$$\text{Зв} = 100 \text{ бэр}.$$

Взвешивающие коэффициенты (W_R) для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы, согласно Рекомендациям МКРЗ # 103:

- фотоны любых энергий, электроны и мюоны всех энергий - 1;
- нейтроны энергий менее 10 кэВ, нейтроны более 20 МэВ - 5;
- нейтроны энергий от 10 до 100 кэВ и от 2 до 20 МэВ - 10;
- нейтроны энергий от 100 кэВ до 2 МэВ, альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра - 20;
- протоны - 2.

Пример. Определите поглощенную дозу бета- и гамма излучений, тепловых нейтронов и альфа-частиц, чтобы выраженность радиационного эффекта (возможный эффект здоровью) соответствовал эквивалентной дозе, равной 1 Зв.

Решение. Для β и γ излучений ($W_R=1$) поглощенная доза равна 1 Гр (1 Гр

- 1) = 1 Зв ; для тепловых нейтронов ($W_R=5$) - 0,2 Гр (0,2 Гр

- 5) = 1 Зв; для альфа излучения (W_{R-20}) - 0,05 Гр (0,05 Гр
- 20) = 1 Зв.

Вначале бэр появился как аббревиатура термина «биологический эквивалент рентгена», затем предлагали понимать его как «биологический эквивалент рада»; теперь следует считать просто обозначением внесистемной единицы эквивалентной дозы.

Один бэр соответствует такому облучению живого организма данным видом излучения, при котором наблюдается тот же биологический эффект, что и при экспозиционной дозе излучения в один рентген.

Эквивалентная доза может быть использована при кратковременном воздействии в дозах до 0,5 Зв. Допускается суммирование эквивалентных доз в данном органе или ткани для оценки общего уровня хронического воздействия облучения за длительный промежуток времени при условии, что кратковременное облучение в каждом случае не превышает 0,5 Зв. При воздействии различных видов излучения с разными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза в органе определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения.

Эффективная доза. В практике использования источников ионизирующих излучений в ряде случаев облучению подвергается не все тело, а один или несколько органов. Такая ситуация типична при внутреннем облучении, т.е. при поступлении радионуклидов в организм с вдыхаемым воздухом или пищей, и их накоплении в одном или нескольких органах в зависимости от свойств данного химического элемента. Поскольку органы и ткани человека обладают различной чувствительностью к радиационному воздействию, то для оценки эффекта облучения всего организма или отдельных его органов введено понятие эффективной дозы. Как и величина эквивалентной дозы, оно применимо при хроническом облучении в относительно малых дозах и является мерой оценки выхода отдаленных последствий облучения.

Доза эффективная (E) - представляет собой меру биологического действия на данного конкретного человека, т. е. является индивидуальным критерием опасности, обусловленной ионизирующим излучением. Определяется как сумма произведений эквивалентной дозы в органе H_{Tt} на соответствующий коэффициент для данного органа или ткани:

$$E = \sum H_{Tt} \cdot W_T,$$

где H_{Tt} - эквивалентная доза в ткани T, за время t; - взвешивающий коэффициент для ткани T.

Взвешивающие коэффициенты (W_T) для тканей и органов при расчете эффективной дозы (НРБ-99)

Гонады 0,20	Грудная железа 0,05
Костный мозг (красный) 0,12	Печень 0,05
Толстый кишечник (прямая, сигмовидная, нисходящая части ободочной кишки) 0,12	Пищевод 0,05
Легкие 0,12	Щитовидная железа 0,05
Желудок 0,12	Кожа 0,01
Мочевой пузырь 0,05	Клетки костных поверхностей 0,01
	Остальное 0,05

Взвешивающие коэффициенты (W_t) для тканей и органов при расчете эффективной дозы (НРБ-99)

Гонады 0,20	Грудная железа 0,05
Костный мозг (красный) 0,12	Печень 0,05
Толстый кишечник (прямая, сигмовидная, нисходящая части ободочной кишки) 0,12	Пищевод 0,05
Легкие 0,12	Щитовидная железа 0,05
Желудок 0,12	Кожа 0,01
Мочевой пузырь 0,05	Клетки костных поверхностей 0,01
	Остальное 0,05

В рекомендациях МКРЗ # 103 даны следующие коэффициенты для расчета эффективной дозы.

Взвешивающие коэффициенты (W_t) для тканей и органов при расчете эффективной дозы (Рекомендации МКРЗ № 103)

Ткани и органы	W_t	ΣW_t
Костный мозг, молочная железа, кишечник, легкие, желудок, остальные *	0,12	0,72
Гонады	0,08	0,08
Мочевой пузырь, пищевод, печень, щитовидная железа	0,04	0,16
Поверхность кости, мозг, слюнные железы, кожа	0,01	0,04

* Надпочечники, желчный пузырь, сердце, почки, лимфатические узлы, мышцы, поджелудочная железа, простата и др.

Взвешивающие коэффициенты (W_t) для тканей и органов при расчете эффективной дозы (Рекомендации МКРЗ № 103)

Ткани и органы	W_t	ΣW_t
Костный мозг, молочная железа, кишечник, легкие, желудок, остальные *	0,12	0,72
Гонады	0,08	0,08
Мочевой пузырь, пищевод, печень, щитовидная железа	0,04	0,16
Поверхность кости, мозг, слюнные железы, кожа	0,01	0,04

* Надпочечники, желчный пузырь, сердце, почки, лимфатические узлы, мышцы, поджелудочная железа, простата и др.

Из вышесказанного следует, что при облучении, например только легких ($W_L = 0,12$), эффект по отдаленным последствиям будет составлять всего 12% от того эффекта, который может быть реализован при облучении всего тела в той же дозе.

Пример. Представим случай локального облучения легких за счет вдыхания воздуха с повышенным содержанием радона и продуктами его распада. Допустим, что эквивалентная доза, создаваемая в легких, равна 0,5 Зв.

Решение. При указанной дозе ожидаемый ущерб отдаленных последствий будет соответствовать облучению всего тела в эффективной дозе $(0,5 \times 0,12) = 0,06$ Зв.

Коллективная доза. При широкомасштабном использовании ядерных технологий значительные контингенты людей могут подвергаться воздействию ИИИ. Прежде всего это персонал, обслуживающий атомные установки, а также отдельные группы населения в зоне потенциального влияния радиоактивных выбросов и сбросов предприятия. В этих

условиях важно оценить уровень риска, обусловленного всеми радиационными источниками, и вклад каждого из них, а также провести расчет возможного возникновения стохастических эффектов радиационного воздействия - злокачественных новообразований и генетических дефектов. Для такой оценки принята коллективная эффективная доза, представляющая сумму индивидуальных эффективных доз у данного контингента за данный промежуток времени.

Эффективная коллективная доза (S):

$$S = \sum H_i \cdot N_i,$$

где H_i - средняя эффективная доза на i -подгруппу людей; N_i - число людей в группе. Единицей измерения коллективной эффективной дозы в СИ является чел.-Зв.

Оценки радиационного риска с использованием коллективной дозы дают возможность выбора наиболее оптимального решения при размещении объектов атомной промышленности. Кроме того, анализ изменения коллективной дозы на конкретном производстве при проведении регламентных или ремонтных работ в радиационно-опасных условиях, а также внедрении новой технологии позволяет найти оптимальное решение с точки зрения радиационной безопасности. Очевидно, что наиболее предпочтительным будет решение, при котором оценка ожидаемой коллективной дозы окажется минимальной. Для контингентов с оцененным уровнем коллективной дозы тенденции в изменении средней дозы позволяют сделать выводы о состоянии радиационной безопасности не только на конкретном производстве, но и в отрасли атомной промышленности.

Мощность дозы - отношение приращения дозы (поглощенной, эквивалентной, эффективной) dD , dH , dE за интервал времени dt к этому интервалу времени:

$$D = \frac{dD}{dt} \text{ (Гр} \cdot \text{с}^{-1}\text{)}; H = \frac{dH}{dt} \text{ (Зв} \cdot \text{с}^{-1}\text{)}; E = \frac{dE}{dt} \text{ (ЗВ} \cdot \text{с}^{-1}\text{)}.$$

На практике за единицу времени принимают секунду, минуту, час, сутки, год.

*Экспозиционная доза*¹ - мера ионизационного воздействия фотонного излучения, определяемая по ионизации воздуха в условиях электронного равновесия, т. е. если поглощенная энергия излучения в некотором объеме среды равна суммарной кинетической энергии ионизирующих частиц (электронов и позитронов), образованных фотонным излучением в том же объеме среды.

¹ С 1 января 1980 г. в России введено обязательное применение Международной системы единиц (СИ) на основе СТ СЭВ 1052-78. Употребление в тексте настоящего учебного пособия внесистемных единиц дозиметрических величин обусловлено тем, что они встречаются в действующих документах, инструкциях по эксплуатации приборов.

При большой энергии гамма-излучения ($E > 5$ МэВ) возможно ядерное взаимодействие: ядерная реакция по типу (γ , n), ядерное резонансное рассеяние и др. Однако вероятность их намного меньше вероятности взаимодействия с орбитальными электронами атома и ими можно пренебречь.

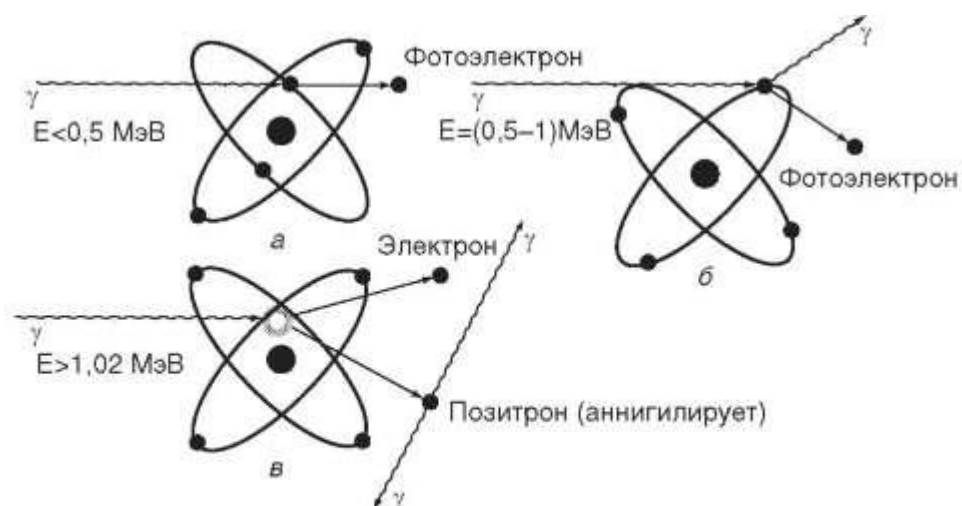


Рис. 1.2. Взаимодействие гамма-излучения с веществом: *a* — фотоэффект; *б* — эффект Комптона; *в* — образование пар

Фотоэлектрическое поглощение происходит за счет фотоэффекта на связанных электронах в основном на К-оболочке, причем часть энергии расходуется на преодоление связи электрона с атомом, а остальная - превращается в кинетическую энергию фотоэлектрона, который подобно β -частице в последующем производит ионизацию и возбуждение встречающихся атомов и молекул. Величина фотоэлектрического эффекта наиболее выражена у γ -квантов с энергией ниже 0,5 МэВ при взаимодействии с поглотителями из элементов с высокими атомными номерами (Z).

Эффект Комптона (некогерентное рассеяние). С увеличением энергии излучения вероятность фотоэлектрического поглощения уменьшается и большее значение приобретает процесс рассеяния. Суть процесса в том, что фотон, взаимодействуя с электроном, передает ему часть своей энергии, изменяя его первоначальную скорость и направление движения.

Направление движения фотона также изменяется, а энергия уменьшается. Описанный процесс подобен столкновению двух бильярдных шаров. Фотоэлектроны затрачивают приобретенную энергию на ионизацию встречных атомов, а фотон в результате многократного рассеяния теряет энергию до значения, при котором возможен фотоэффект. Эффект Комптона играет наибольшую роль при средних энергиях фотона (от 0,5 до 1,0 МэВ) и практически не зависит от атомного номера (Z) вещества: 1 г свинца примерно так же ослабляет пучок γ -квантов за счет некогерентного рассеяния, как и 1 г бетона.

Образование пар. Наряду с электронами фотонное излучение может взаимодействовать с электрическим полем атомных ядер поглотителя. При этом фотон прекращает свое существование и рождается пара электрон-позитрон, полная энергия которой равна энергии фотона, уменьшенной на 1,02 МэВ энергии эквивалентной массы покоя электрона и позитрона. Такое явление служит примером взаимопревращения массы и энергии.

Возникшие электроны и позитроны растрчивают свою энергию в основном на ионизацию. Позитроны - частицы недолговечные, они аннигилируют при встрече со свободными электронами, выбрасывая в противоположных направлениях два γ -кванта с энергией 0,51 МэВ каждый. Фотоны аннигиляции, в последующем взаимодействующие со средой, многократно рассеиваются и в конечном итоге поглощаются. Процесс образования пар наблюдается при энергиях γ -квантов более 1,02 МэВ.

Ввиду того, что у большинства *радиоактивных элементов*, которые используются в *медицине*, энергия лучей не превышает 1 МэВ, можно принять, что ослабление пучка γ -квантов происходит в основном за счет эффекта Комптона.

Все работы с γ -излучающими источниками должны проводиться с защитой. Ввиду того что коэффициенты ослабления γ -квантов возрастают с увеличением плотности поглотителя (с увеличением атомного номера), тяжелые вещества являются более эффективными поглотителями, чем легкие.

Экраны для защиты от гамма и рентгеновского излучений: *свинец, просвинцованная резина, бетон, вода.*

Взаимодействие нейтронов с веществом. Главным источником нейтронов являются атомные реакторы. Их можно получить также с помощью циклотронов и при распаде закрытых нейтронных источников, ставших доступными для различных учреждений, в том числе и медицинских. Нейтроны, будучи незаряженными частицами, ионизируют вещество непрямым путем. Тип взаимодействия между нейтронами и атомами зависит от кинетической энергии частиц. По уровню энергии нейтроны условно разделяют на следующие группы:

- медленные (холодные с энергией менее 0,025 эВ, тепловые с энергией 0,025-0,5 В, надтепловые с энергией выше 0,5 эВ);
- резонансные с энергией 1-500 эВ;
- промежуточные с энергией 0,5-500 эВ;
- быстрые с энергией 0,5-20 МэВ;
- очень быстрые с энергией 20-300 МэВ;
- сверхбыстрые с энергией свыше 300 МэВ.

При взаимодействии нейтронов с электронами и атомными ядрами передача энергии происходит лишь в последнем случае. Различают несколько типов взаимодействия нейтронов с атомными ядрами.

Упругое соударение. При упругом соударении часть энергии нейтрона передается ядру, которое за счет этого приобретает энергию и вылетает из электронной оболочки атома с большой скоростью. Такие ядра называются ядрами отдачи, которые в последующем на своем пути ионизируют встречные атомы. Упругое соударение нейтрона с ядром подчиняется классическим законам для соударения упругих шаров. Следовательно, чем легче атом, тем больше полученная им энергия. Таким образом, наибольшее количество энергии (50%) нейтрон теряет при столкновении с ядром атома водорода протоном. Поэтому для уменьшения интенсивности нейтронного пучка слой воды или парафина толщиной 1 см оказывается более эффективным, чем слой свинца той же толщины. В результате ряда столкновений энергия нейтронов уменьшается и приобретает значение, равное энергии молекул газа.

Неупругое соударение. При неупругом соударении нейтроны проникают в ядро и сообщают ему часть своей кинетической энергии. При этом ядро испускает энергию возбуждения в виде одного или нескольких γ -квантов. При неупругих соударениях быстрые нейтроны передают ядрам до 90% своей энергии. Этот процесс представляет собой реакцию (n, γ, n).

Вероятность неупругого рассеяния нейтронов уменьшается с уменьшением их энергии и становится равной нулю для медленных нейтронов.

Радиационный захват. При соударении нейтрон поглощается ядром; возбужденное ядро отдает энергию в виде γ -излучения - реакция по типу (n, γ). Вероятность захвата нейтронов уменьшается с увеличением энергии нейтронов и для быстрых нейтронов становится в 10^2 - 10^5 раз меньше вероятности упругого и неупругого рассеяний.

Вероятность захвата нейтронов ядрами возрастает с уменьшением энергии нейтрона и является наибольшей для медленных нейтронов. Для некоторых нуклидов (^{137}Cs , ^{10}B и др.) эта вероятность в несколько тысяч и десятков тысяч раз превышает вероятность

рассеяния. Вещества, содержащие такие ядра, интенсивно поглощают нейтроны и поэтому их применяют для защиты от *медленных* нейтронов.

Ядерные реакции. Нейтроны способны вызывать целый ряд различных реакций: (n, p), (n, α), (n, 2n) и т. п. Эти реакции проходят главным образом при попадании нейтронов с большой энергией на легкие элементы. При этом возникают как стабильные, так и радиоактивные ядра.

Реакция расщепления ядер характерна только для тяжелых химических элементов и используется в виде так называемой *цепной ядерной реакции* для получения ядерной энергии.

Таким образом, в результате взаимодействия всех *видов* ионизирующих излучений с веществом образуются ионы.

Различие заключается только в плотности ионизации: α-частицы и протоны создают в веществе большую плотность ионизации, а β-частицы и γ-излучение - значительно меньшую. Поскольку нейтроны, так же как и γ-кванты, относительно слабо взаимодействуют с веществом, они обладают большей проникающей способностью.

При прохождении заряженных частиц, нейтронов и гамма-квантов через любые вещества в них образуются возбужденные молекулы, радикалы и ионы. Вслед за процессом ионизации и возбуждения протекают обратные процессы образования нейтральных атомов и молекул (рекомбинация) и переходы возбужденных атомов, молекул, ионов и радикалов в нормальное состояние. При этом возбужденные атомы и молекулы могут диссоциировать и испускать ультрафиолетовое и инфракрасное излучения или растрчивать энергию возбуждения при соударениях. В итоге поглощенная энергия излучения превращается в тепловую и в потенциальную химическую энергию облучаемой среды.

Дозы ионизирующих излучений. Основные дозиметрические величины: доза излучения (поглощенная доза); эквивалентная; эффективная; коллективная; экспозиционная дозы; мощность дозы.

Эквodoзиметрические величины: керма; эквивалент дозы; амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза).

Поглощенная доза. В качестве величины, характеризующей воздействие ИИ на облучаемую среду (органы, ткани), принята *поглощенная* доза, представляющая отношение средней энергии, переданной ИИ веществу в элементарном объеме, к его массе в этом объеме.

Доза поглощенная (доза) определяется по формуле:

$$D = \frac{d_e}{d_m},$$

где d_e - средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме; d_m - масса вещества в этом элементарном объеме.

В Международной системе единиц поглощенная доза измеряется в джоулях, деленных на килограмм ($\text{Дж}\cdot\text{кг}^{-1}$), и имеет специальное название - *грей* (*Гр*).

Внесистемной единицей поглощенной дозы является *рад* (англ. Radiation absorbed dose).

$$1 \text{ рад} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Дж/кг} = 1 \cdot 10^{-2} \text{ Гр}. \quad 1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад}.$$

Эквивалентная доза. Для характеристики радиационного воздействия на человека, которое в большинстве случаев характеризуется пролонгированным облучением в малых дозах, введена величина *эквивалентной* дозы, позволяющая оценить возможный ущерб здоровью человека при хроническом воздействии ИИ произвольного состава на определенный орган человека.

Доза эквивалентная (H_{TR}) - рассчитывается по формуле:

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

где D_{TR} - средняя поглощенная доза в органе или ткани T; W_R - взвешивающий коэффициент для излучения R.

Взвешивающий коэффициент используется для учета относительной биологической эффективности¹ при сравнительной оценке действия различных видов излучения.

¹ Относительная биологическая эффективность (ОБЭ). Под ОБЭ излучения понимают его относительную (по сравнению с рентгеновским или γ -излучением) способность при заданной поглощенной дозе вызывать лучевое поражение определенной степени тяжести. ОБЭ рентгеновского и γ -излучений принимают равной 1. Коэффициент ОБЭ определяется как отношение доз данного и стандартного излучений, необходимых для получения одинакового эффекта:

$$ОБЭ = \frac{D}{D_n},$$

где D - доза рентгеновского излучения (180-250 кэВ), вызывающая какой-то эффект; D_n - поглощенная доза любого вида ионизирующего излучения, вызывающая такой же эффект.

Величина коэффициентов ОБЭ в определенной степени зависит не только от ЛПЭ, но и ряда физических и биологических факторов.

Единицей измерения эквивалентной дозы является джоуль на килограмм ($Дж \cdot кг^{-1}$), имеющий специальное наименование *зиверт* (*Зв*).

Внесистемной единицей эквивалентной дозы является бэр¹ (международное обозначение - rem).

$$1 \text{ бэр} = 10^{-2} \text{ Зв};$$

$$\text{Зв} = 100 \text{ бэр}.$$

Взвешивающие коэффициенты (W_R) для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы, согласно Рекомендациям МКРЗ # 103:

- фотоны любых энергий, электроны и мюоны всех энергий - 1;
- нейтроны энергий менее 10 кэВ, нейтроны более 20 МэВ - 5;
- нейтроны энергий от 10 до 100 кэВ и от 2 до 20 МэВ - 10;
- нейтроны энергий от 100 кэВ до 2 МэВ, альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра - 20;
- протоны - 2.

Пример. Определите поглощенную дозу бета- и гамма излучений, тепловых нейтронов и альфа-частиц, чтобы выраженность радиационного эффекта (возможный эффект здоровью) соответствовал эквивалентной дозе, равной 1 Зв.

Решение. Для β и γ излучений ($W_R=1$) поглощенная доза равна 1 Гр (1 Гр

- 1) = 1 Зв; для тепловых нейтронов ($W_R=5$) - 0,2 Гр (0,2 Гр
- 5) = 1 Зв; для альфа излучения ($W_R=20$) - 0,05 Гр (0,05 Гр
- 20) = 1 Зв.

Взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы согласно НРБ-99:

- фотоны любых энергий, электроны и мюоны любых энергий - 1;

- нейтроны энергий менее 10 кэВ, нейтроны более 20 МэВ, протоны, кроме протонов отдачи, энергии более 2 МэВ - 5;
- нейтроны энергий от 10 до 100 кэВ и от 2 до 20 МэВ - 10;
- нейтроны энергий от 100 кэВ до 2 МэВ, альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра - 20.

Вначале бэр появился как аббревиатура термина «биологический эквивалент рентгена», затем предлагали понимать его как «биологический эквивалент рада»; теперь следует считать просто обозначением внесистемной единицы эквивалентной дозы.

Один бэр соответствует такому облучению живого организма данным видом излучения, при котором наблюдается тот же биологический эффект, что и при экспозиционной дозе излучения в один рентген.

Эквивалентная доза может быть использована при кратковременном воздействии в дозах до 0,5 Зв. Допускается суммирование эквивалентных доз в данном органе или ткани для оценки общего уровня хронического воздействия облучения за длительный промежуток времени при условии, что кратковременное облучение в каждом случае не превышает 0,5 Зв. При воздействии различных видов излучения с разными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза в органе определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения.

Эффективная доза. В практике использования источников ионизирующих излучений в ряде случаев облучению подвергается не все тело, а один или несколько органов. Такая ситуация типична при внутреннем облучении, т.е. при поступлении радионуклидов в организм с вдыхаемым воздухом или пищей, и их накоплении в одном или нескольких органах в зависимости от свойств данного химического элемента. Поскольку органы и ткани человека обладают различной чувствительностью к радиационному воздействию, то для оценки эффекта облучения всего организма или отдельных его органов введено понятие эффективной дозы. Как и величина эквивалентной дозы, оно применимо при хроническом облучении в относительно малых дозах и является мерой оценки выхода отдаленных последствий облучения.

Доза эффективная (E) - представляет собой меру биологического действия на данного конкретного человека, т. е. является индивидуальным критерием опасности, обусловленной ионизирующим излучением. Определяется как сумма произведений эквивалентной дозы в органе $H_{тТ}$ на соответствующий коэффициент для данного органа или ткани:

$$E = \sum H_{тТ} \cdot W_T,$$

где $H_{тТ}$ - эквивалентная доза в ткани Т, за время t; - взвешивающий коэффициент для ткани Т.

Взвешивающие коэффициенты (W_T) для тканей и органов при расчете эффективной дозы (НРБ-99)

Гонады 0,20	Грудная железа 0,05
Костный мозг (красный) 0,12	Печень 0,05
Толстый кишечник (прямая, сигмовидная, нисходящая части ободочной кишки) 0,12	Пищевод 0,05
Легкие 0,12	Щитовидная железа 0,05
Желудок 0,12	Кожа 0,01
Мочевой пузырь 0,05	Клетки костных поверхностей 0,01
	Остальное 0,05

В рекомендациях МКРЗ # 103 даны следующие коэффициенты для расчета эффективной дозы.

Взвешивающие коэффициенты (W_i) для тканей и органов при расчете эффективной дозы (Рекомендации МКРЗ № 103)

Ткани и органы	W_i	ΣW_i
Костный мозг, молочная железа, кишечник, легкие, желудок, остальные *	0,12	0,72
Гонады	0,08	0,08
Мочевой пузырь, пищевод, печень, щитовидная железа	0,04	0,16
Поверхность кости, мозг, слюнные железы, кожа	0,01	0,04

* Надпочечники, желчный пузырь, сердце, почки, лимфатические узлы, мышцы, поджелудочная железа, простата и др.

Из вышесказанного следует, что при облучении, например только легких ($W_i = 0,12$), эффект по отдаленным последствиям будет составлять всего 12% от того эффекта, который может быть реализован при облучении всего тела в той же дозе.

Пример. Представим случай локального облучения легких за счет вдыхания воздуха с повышенным содержанием радона и продуктами его распада. Допустим, что эквивалентная доза, создаваемая в легких, равна 0,5 Зв.

Решение. При указанной дозе ожидаемый ущерб отдаленных последствий будет соответствовать облучению всего тела в эффективной дозе $(0,5 \times 0,12) = 0,06$ Зв.

Коллективная доза. При широкомасштабном использовании ядерных технологий значительные контингенты людей могут подвергаться воздействию ИИИ. Прежде всего это персонал, обслуживающий атомные установки, а также отдельные группы населения в зоне потенциального влияния радиоактивных выбросов и сбросов предприятия. В этих условиях важно оценить уровень риска, обусловленного всеми радиационными источниками, и вклад каждого из них, а также провести расчет возможного возникновения стохастических эффектов радиационного воздействия - злокачественных новообразований и генетических дефектов. Для такой оценки принята коллективная эффективная доза, представляющая сумму индивидуальных эффективных доз у данного контингента за данный промежуток времени.

Эффективная коллективная доза (S):

$$S = \sum H_i \cdot N_i,$$

где H_i - средняя эффективная доза на i -подгруппу людей; N_i - число людей в группе.

Единицей измерения коллективной эффективной дозы в СИ является чел.-Зв.

Оценки радиационного риска с использованием коллективной дозы дают возможность выбора наиболее оптимального решения при размещении объектов атомной промышленности. Кроме того, анализ изменения коллективной дозы на конкретном производстве при проведении регламентных или ремонтных работ в радиационно-опасных условиях, а также внедрении новой технологии позволяет найти оптимальное решение с точки зрения радиационной безопасности. Очевидно, что наиболее предпочтительным будет решение, при котором оценка ожидаемой коллективной дозы окажется минимальной. Для контингентов с оцененным уровнем коллективной дозы тенденции в изменении средней дозы позволяют сделать выводы о состоянии радиационной безопасности не только на конкретном производстве, но и в отрасли атомной промышленности.

Мощность дозы - отношение приращения дозы (поглощенной, эквивалентной, эффективной) dD , dH , dE за интервал времени dt к этому интервалу времени:

$$D = \frac{dD}{dt} \text{ (Гр} \cdot \text{с}^{-1}\text{)}; H = \frac{dH}{dt} \text{ (Зв} \cdot \text{с}^{-1}\text{)}; E = \frac{dE}{dt} \text{ (Зв} \cdot \text{с}^{-1}\text{)}.$$

На практике за единицу времени принимают секунду, минуту, час, сутки, год.

*Экспозиционная доза*¹ - мера ионизационного воздействия фотонного излучения, определяемая по ионизации воздуха в условиях электронного равновесия, т. е. если поглощенная энергия излучения в некотором объеме среды равна суммарной кинетической энергии ионизирующих частиц (электронов и позитронов), образованных фотонным излучением в том же объеме среды.

¹ С 1 января 1980 г. в России введено обязательное применение Международной системы единиц (СИ) на основе СТ СЭВ 1052-78. Употребление в тексте настоящего учебного пособия внесистемных единиц дозиметрических величин обусловлено тем, что они встречаются в действующих документах, инструкциях по эксплуатации приборов.

В Международной системе единиц экспозиционная доза определяется как кулон на килограмм (Кл/кг). Внесистемной (специальной) единицей экспозиционной дозы является рентген (Р).

1 Р образует в 1 см³ воздуха при 0 С и 760 мм рт. ст. 2,08

- 10⁹ пар ионов. 1 Р соответствует дозе излучения в воздухе, равной 0,88
- 10⁻² Гр, в биологической ткани 0,93
- 10⁻² Гр (в среднем по всему спектру фотонного излучения до энергии 3 МэВ).

$$1 \text{ Кл/кг} \approx 3,876 \cdot 10^3 \text{ Р};$$

$$1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг (точно)}.$$

Мощность экспозиционной дозы в единицах СИ выражается в амперах на килограмм (А/кг), внесистемная единица - рентген в секунду (Р/с).

Для перевода единиц дозы и мощности экспозиционной дозы в единицы дозы и мощности эквивалентной дозы можно воспользоваться приближенным соотношением:

$$H = 0,009 \cdot X,$$

где H - доза или мощность эквивалентной дозы; X - доза или мощность экспозиционной дозы.

Эквидозиметрические величины. Нормируемые величины - эквивалентная доза в органе и эффективная доза не могут быть измерены непосредственно. Для прямого измерения введены так называемые эквидозиметрические величины: керма и эквивалент дозы (амбиентный эквивалент дозы, AMBIENT DOSE).

Керма. Эта величина является производной от энергии излучения и призвана заменить экспозиционную дозу, являющуюся мерой ионизирующей способности фотонного излучения воздуха. Более того, она используется для всех видов косвенно ионизирующих излучений и может характеризовать источник излучений с точки зрения передачи энергии веществу любого элементного состава.

Керма (K) есть отношение суммы начальных кинетических энергий dE_k всех заряженных ионизирующих частиц, образовавшихся под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме вещества, к массе dm вещества в этом объеме:

$$K = \frac{dE_k}{dm} .$$

Керма и поглощенная доза равны друг другу в той степени, с какой достигается равновесие заряженных частиц и с какой можно пренебречь тормозным излучением и ослаблением потока фотонов на пути пробега вторичных электронов. Единица кермы - грей (Гр).

В 2000 году вышли методические указания МУ 2.6.1.016-2000 «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования». В настоящих указаниях дано определение AMBIENTНОГО эквивалента дозы (амбиентной дозы) - эквивалент дозы $H^*(d)$, который был бы создан в шаровом фантоме Международной комиссии по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ). Данный фантом представляет собой шар диаметром 30 см из тканеэквивалентного вещества стандартного состава. AMBIENTНЫЙ эквивалент дозы используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома.

Следует подчеркнуть принципиальную разницу между двумя величинами - эквивалентной дозой и эквивалентом дозы. Первая является мерой воздействия излучения на определенный орган человека. Вторая характеризует воздействие излучения в определенной точке мягкой ткани человека либо фантома, находящегося в поле излучения.

В тех же методических указаниях введена новая эквидозиметрическая величина - индивидуальный эквивалент дозы, $H_p(d)$, также рекомендованная МКРЕ. Эквивалент дозы определяется на глубине d (мм) под рассматриваемой точкой на теле (рис. 1.3).

В отличие от AMBIENTНОГО эквивалента дозы, в определении индивидуального эквивалента дозы входит непараллельное мононаправленное излучение, а реальное, и вместо шарового фантома используется плоский.

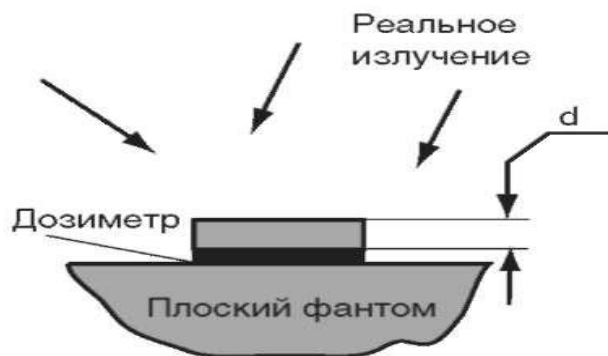


Рис. 1.3. Схема определения индивидуального эквивалента дозы

Единицей AMBIENTНОГО эквивалента дозы и индивидуального эквивалента дозы является зиверт (Зв), а также дробные производные единицы - мЗв и мкЗв. Предпочтительной единицей мощности вышеуказанных дозиметрических величин является мкЗв/ч.

Радиометрические и дозиметрические величины и единицы их измерений, принятые для оценки воздействия на человека радиационных факторов, приведены в табл. 1.3.

Таблица 1.3. Радиометрические и дозиметрические величины и единицы их измерений

СИ	Внесистемные единицы	Соотношения между единицами
Радиометрические единицы		
Беккерель (Бк) — 1 распад в секунду	Кюри (Ки) $3,7 \cdot 10^{10}$ распадов в секунду	$1 \text{ Бк} \approx 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки}$ $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$
Удельная и объемная радиоактивность		
Беккерель на килограмм (Бк/кг)	Кюри на килограмм (Ки/кг)	$1 \text{ Бк} \approx 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки/кг}$ $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк/кг}$
Беккерель на кубический метр (Бк/м ³)	Кюри на литр (Ки/л)	$1 \text{ Бк/м}^3 = 2,7 \cdot 10^{-14} \text{ Ки/л}$ $1 \text{ Ки/л} = 3,7 \cdot 10^{13} \text{ Бк/м}^3$
Дозиметрические единицы		
Поглощенная доза		
Грей (Гр)	рад	$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$ $1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр}$
Мощность поглощенной дозы		
Грей в секунду (Гр/с)	рад в секунду (рад/с)	$1 \text{ Гр/с} = 100 \text{ рад/с}$ $1 \text{ рад/с} = 0,01 \text{ Гр/с}$
Эквивалентная, эффективная доза		
Зиверт (Зв)	бэр	$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$ $1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Зв}$
Мощность эквивалентной, эффективной дозы		
Зиверт в секунду (Зв/с)	бэр в секунду (бэр/с)	$1 \text{ Зв/с} = 100 \text{ бэр/с}$ $1 \text{ бэр/с} = 0,01 \text{ Зв/с}$
Экспозиционная доза		
Кулон на килограмм (Кл/кг)	Рентген (Р)	$1 \text{ Кл/кг} \approx 3,876 \cdot 10^5 \text{ Р}$ $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$
Мощность экспозиционной дозы		
Ампер на килограмм (А/кг)	Рентген в секунду (Р/с)	$1 \text{ А/кг} \approx 3,876 \cdot 10^5 \text{ Р/с}$ $1 \text{ Р/с} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ А/кг}$

Биологические проявления действия ионизирующих излучений. В простых веществах альфа-, бета-, гамма-излучения *не вызывают* необратимых изменений. *Нейтроны*, напротив, с заметной вероятностью *вызывают* ядерные реакции и превращение одних элементов в другие. В сложных веществах в результате *ионизации* и *возбуждения* появляются *ионы* и *радикалы*, которые в результате рекомбинации образуют новые молекулы, поэтому в человеческом организме под воздействием *любого вида* ионизирующего излучения всегда происходят *химические превращения*, которые могут приводить к целому комплексу *биохимических* и *биологических* изменений в организме. Различают два механизма воздействия ИИ на живую ткань: прямое и косвенное.

При *прямом* взаимодействии излучения со сложными молекулами энергия возбуждения может сконцентрироваться на одной из химических связей, что приводит к отрыву какого-либо фрагмента или полной дезинтеграции молекулы.

Существенная роль в формировании радиационно-индуцированных эффектов принадлежит механизму *косвенного* воздействия ИИ, проявляющегося в виде радиационно-химических изменений, обусловленных продуктами *радиолиза* воды. В результате ионизации молекулы воды образуются свободные радикалы $\text{H} \cdot$ и $\text{OH} \cdot$. При наличии в тканях растворенного кислорода образуется также радикал гидроперекиси (HO_2) и перекись водорода (H_2O_2), являющиеся сильными окислителями. Возникшие в процессе радиолиза воды свободные радикалы и окислители, обладая высокой химической активностью, приводят к образованию новых веществ, а также могут быть

катализаторами или ингибиторами некоторых биохимических процессов. Применительно к биологической ткани, в которой 60-70% по массе составляет вода, свободные радикалы окисляют или восстанавливают активные группы молекул, входящих в состав белков, нуклеопротеидов, ферментов, ДНК. В результате могут быть нарушены обменные процессы и подавлена активность ферментных систем. Возможно замедление или прекращение роста тканей, а также возникновение новых, не свойственных организму, химических соединений - токсинов.

Индукцированные свободными радикалами химические реакции имеют большой выход и вовлекают в процесс многие сотни и тысячи молекул, не затронутых излучением. В этом состоит специфика воздействия ИИ на сложные органические соединения, в том числе и белковые молекулы, поскольку результирующий эффект зависит не столько от количества поглощенной энергии в облучаемом объекте, сколько от формы и трансформации, в которой эта энергия передается. Никакой другой вид энергии (тепловая, электрическая и др.), поглощенной биологическим объектом в том же количестве, не приводит к таким изменениям, какие вызывает ИИ.

Смертельная доза ИИ, которая для человека равна 6,0 Гр, соответствует поглощенной энергии излучения 6,0 Дж/кг. Если эту энергию подвести в виде тепла, то она нагрела бы тело едва ли на 0,001 С. Это тепловая энергия, заключенная в стакане горячего чая! Именно ионизация и возбуждение атомов и молекул обуславливают специфику действия ИИ.

В табл. 1.4 приведены данные гибели различных клеток млекопитающих и человека в зависимости от дозы излучения. Видно, что различия в дозах, вызывающих равный эффект (гибель), составляют 1000 раз - от 0,1 Гр (эмбриональные клетки) до 100,0 Гр (гепатоциты и зрелые нейроны головного и спинного мозга).

Таблица 1.4. Интерфазная гибель клеток [Хансон К.П., Комар В.Г.]

Тип гибели	Доза, Гр	Вид клеток	Характеристика клеток
Гибель покоящихся, слабо делящихся и некоторых неделящихся клеток	0,1–4,0	Лимфоциты, тимоциты, клетки лимфомы, эритроциты, сперматогонии, ооциты, эритробласты, лимфобласты, миеобласты, клетки ростковой зоны хрусталика глаза и головного мозга, нейробласты спинного мозга, эмбриональные клетки	Терминально дифференцирующиеся клетки на разных стадиях развития
Гибель делящихся клеток в культуре	5,0–20,0	Делящиеся клетки в культуре	Активно пролиферирующие клетки
Гибель дифференцированных клеток взрослого организма	10,0–100,0	Гепатоциты, миоциты, кардиоциты, зрелые нейроны головного и спинного мозга	Необратимо и обратимо постмитотические клетки

В зависимости от структурного уровня рассмотрения процессы воздействия излучения на биологические объекты можно подразделить на физико-химические и биологические, проходящие на различных этапах и уровнях.

I. *Начальный* этап развивается на атомарном уровне - это ионизация и возбуждение атомов. Время протекания этого процесса составляет 10^{-16} - 10^{-14} секунды. В дальнейшем в результате прямого или непрямого действия наблюдаются изменения

в *молекулярной* структуре облучаемого биологического объекта. Длительность этого процесса составляет 10^{-10} - 10^{-6} секунды. На этом заканчивается *физико-химический* этап радиационного воздействия на живой организм и начинается *биологический*.

II. Диссоциация молекул, образование новых соединений под воздействием радикалов ведет к нарушениям в клеточной структуре биологической ткани. Это может вызвать нарушение кинетики клеточного деления, взаимодействие клеток, изменение их генетического аппарата или гибель. Если в генетическом аппарате половых клеток происходят стойкие изменения, то в результате могут возникнуть генетические изменения (мутации) у потомства облученной особи.

Накопленные изменения клеточных структур ведут к нарушению обменных процессов в организме, функций тканей и органов, иными словами, к ранним патологическим эффектам.

Первичные физико-химические процессы, приводящие в финале к конечному биологическому эффекту, представлены на схеме 1.1.

Некоторые изменения вследствие *облучения* в высоких дозах могут проявиться в виде клинически наблюдаемых симптомов через относительно короткие промежутки времени (часы, дни). Кроме этого, реакция организма на облучение в виде так называемых отдаленных последствий может проявиться и через длительное время (годы, десятилетия). Поэтому при оценке потенциальной опасности облучения для индивидуумов, отдельных групп и популяции в целом радиационные эффекты принято подразделять на соматические, соматико-стохастические и генетические.

К настоящему времени получены фундаментальные сведения об эффектах воздействия радиации на различных уровнях биологической организации - от молекулярного до организма в целом. Вместе с тем решение некоторых вопросов как теоретического, так и практического характера до сих пор затруднено неполными сведениями о конкретных закономерностях формирования радиационных эффектов. В настоящее время все биологические эффекты и последствия действия ИИ на человека принято разделять на два принципиально различных класса:

- детерминированные эффекты - вызваны облучением и характеризуются пороговым значением радиационного воздействия, ниже которого они не наблюдаются;
- *стохастические* (или вероятностные) *эффекты* - имеют длительный латентный период и проявляются спустя годы после облучения или в последующих поколениях. Существенно, что стохастические эффекты носят неспецифический характер, т.е. практически неотличимы от аналогичных эффектов, инициированных факторами нерадиационной природы.

Детерминированные эффекты облучения характеризуются наличием зависимости между уровнем облучения и реакцией организма. Они имеют пороговый характер, т. е. проявляются после превышения некоторой вполне определенной дозы облучения. Данные эффекты появляются в виде явной патологии (острая и хроническая лучевая болезнь, лучевые ожоги, катаракты хрусталиков глаз, клинически регистрируемые нарушения гемопоэза, временная или постоянная стерильность и т. п.). В подавляющем большинстве случаев эти эффекты возникают при кратковременном действии больших доз и мощностей доз ИИИ.

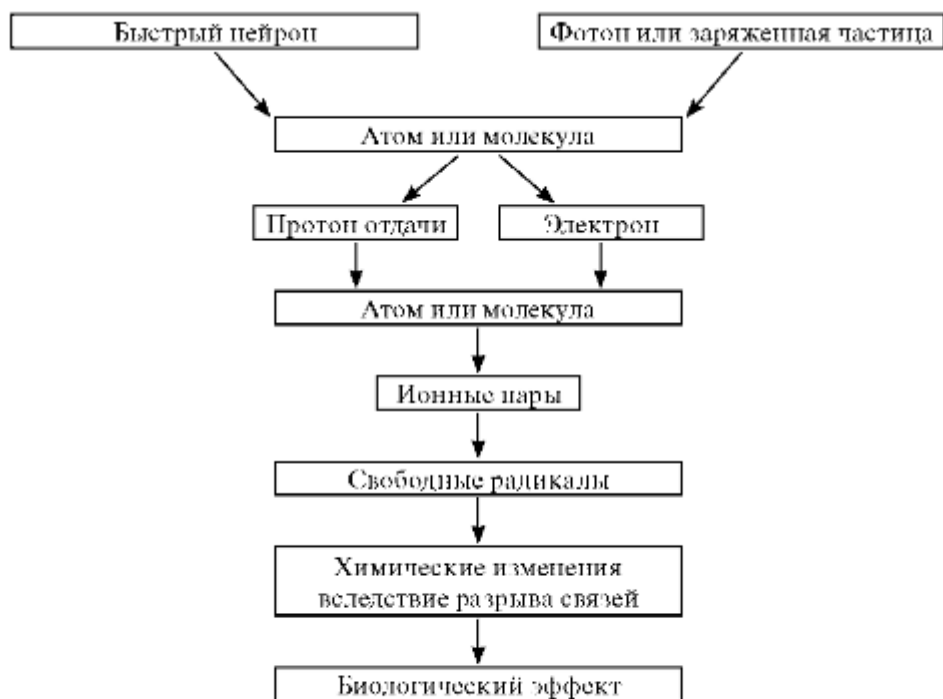


Схема 1.1. Первичные физико-химические процессы, приводящие к биологическому эффекту

Важно отметить, что пороги доз облучения для острого, кратковременного радиационного воздействия и протяженного (продолжительного) во времени облучения существенно различаются. Облучение (в аналогичных суммарных дозах), растянутое по времени, повышает уровень порога.

Согласно имеющимся радиобиологическим данным и клиническим наблюдениям, детерминированная реакция организма на облучение может проявиться и в отдаленные сроки (через 5-20 лет) в виде катаракт, бесплодия, изменений кожи, которые имеют выраженный пороговый характер. Вероятность выхода этих эффектов резко возрастает при превышении некоторого значения дозы и практически отсутствует при меньших значениях. Например, катаракта возникает только в случае, когда эквивалентная доза, накопленная в хрусталике глаза, при хроническом облучении превысит 15,0 Зв (для γ -излучения) или 5,0 Зв (при облучении нейтронами); бесплодие, обусловленное воздействием ИИ, проявляется только при превышении суммарной дозы на яичники, равной 3,0 Зв.

Стохастические (вероятностные, случайные) эффекты. В отличие от детерминированных эффектов, для которых доказан и существует дозовый порог проявления для стохастических последствий, по современным представлениям, не существует дозового порога. Научный комитет по действию атомной радиации ООН и Международная комиссия по радиационной защите (МКРЗ) пришли к выводу: доказано только два основных вида стохастических эффектов облучения. Первый вид возникает в соматических клетках и может быть причиной развития злокачественного новообразования у облученного индивида.

Второй вид, появляющийся в зародышевой ткани половых желез, может привести к наследуемым нарушениям у потомства облученных людей.

ИИ способно инициировать разрушение в клетках ДНК, проявляющееся в хромосомных aberrациях, за которыми обычно следуют соединения нарушенных хромосом в новых сочетаниях. Результатом является образование дочерних клеток, не идентичных исходным, что приводит в конечном счете к появлению у облученных особей потомства с другими признаками.

Важно подчеркнуть, что если возможность индукции злокачественных опухолей у облученных людей является фактом, доказанным мировой наукой, то до настоящего времени прямых научных подтверждений генетически обусловленных эффектов облучения человека не получено. Тем не менее, располагая прямыми данными о наличии таких эффектов на других биологических объектах (растениях, клеточных культурах, микроорганизмах, мелких лабораторных животных), МКРЗ в целях исключения возможной недооценки их значимости признала необходимым включить наследственные эффекты в перечень стохастических последствий облучения человека.

Беспороговая гипотеза действия ионизирующих излучений. Вопрос о биологических эффектах действия малых доз излучения, особенно проблема их количественной оценки (как, впрочем, и любых иных антропогенных факторов малой интенсивности), продолжает оставаться предметом многочисленных дискуссий и полярных мнений по поводу их опасности для человека и среды его обитания.

Вместе с тем совершенно очевидно, что регламентация облучения человека невозможна без приемлемого обоснования принципов, на базе которых строятся научные подходы к установлению подобного рода регламентов.

Существующие принципиальные затруднения при выявлении радиационно-индуцированных опухолей и врожденных пороков у потомства в области малых доз приводят к необходимости определенных экстраполяций при выборе критериев оценки отдаленных последствий облучения. В настоящее время международным радиобиологическим сообществом принята рабочая гипотеза отсутствия порога индицирования таких отдаленных последствий как канцерогенез и генетические эффекты. Из беспороговой гипотезы следует, что теоретически имеется вероятность возможного появления злокачественных новообразований и генетических нарушений при любом радиационном воздействии. С увеличением дозы облучения соответствующая вероятность возрастает линейно с дозой. Это означает, что экспериментальные значения выхода отдаленных последствий в области сравнительно больших доз уменьшаются настолько, насколько уменьшается уровень воздействия.

Исходя из этой гипотезы, даже при облучении на уровне естественного радиационного фона следует ожидать выхода отдаленных последствий. Средний уровень радиационного фона на нашей планете равен 2,4 мЗв/год. Иными словами, он может быть сопоставлен менее чем с 2,5% спонтанных фатальных раков, обусловленных природными факторами среды обитания, воздействующими на человека, и эндогенными причинами.

Принятая гипотеза беспороговой линейной зависимости между дозой и вероятностью возникновения стохастических эффектов (с учетом ее консервативного характера) дает возможность количественно оценивать неблагоприятные последствия для здоровья при использовании ядерных технологий. Данная концепция позволяет оценивать факторы риска индуцированного ионизирующими излучениями канцерогенеза, сравнивать ущербы, обусловленные производственной деятельностью в атомной промышленности с аналогичными факторами в других отраслях, и на этой основе осуществлять оптимизацию средств и методов обеспечения радиационной безопасности.

Контрольные вопросы

1. Каким образом происходит взаимодействие ионизирующих излучений со средой?
2. Что обозначает линейная передача энергии? Какие виды ионизирующих излучений относятся к редко- и плотно-ионизирующим?
3. Дайте характеристику взаимодействия альфа-частиц с веществом.
4. Дайте характеристику взаимодействия бета-частиц с веществом.
5. Дайте характеристику взаимодействия рентгеновского и гамма-излучений с веществом.
6. Дайте характеристику взаимодействия нейтронов с веществом.

7. Назовите и дайте характеристику основным дозиметрическим величинам. Единицы измерения.
8. Назовите и дайте характеристику эквифизиметрическим величинам.
9. Какие принципиальные различия находят между эквивалентной и эффективной дозами?
10. Какие механизмы воздействия ионизирующих излучений на живую ткань вы знаете?
11. Какие процессы воздействия ионизирующих излучений на биологические объекты в зависимости от структурного уровня рассмотрения вам известны?
12. На какие классы делятся биологические эффекты и последствия действия ионизирующих излучений на человека?
13. Дайте характеристику детерминированным биологическим эффектам при облучении организма источниками ионизирующих излучений.
14. Дайте характеристику стохастическим биологическим эффектам при облучении организма источниками ионизирующих излучений.
15. Дайте характеристику беспороговой гипотезе действия ионизирующих излучений.

1.3. ГИГИЕНИЧЕСКАЯ РЕГЛАМЕНТАЦИЯ ОБЛУЧЕНИЯ ЧЕЛОВЕКА

Цель занятия: изучить и оценить критерии радиационной безопасности лиц при выборе допустимых уровней облучения различных групп населения.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Законодательная и нормативная база в области радиационной безопасности (РБ). Формирование атомного законодательства базируется на «Концепции правового обеспечения использования атомной энергии». На основе анализа основных областей использования атомной энергии, с точки зрения их целесообразности и перспективности, а также для оценки возможных негативных последствий для общества, отдельного индивидуума и окружающей природной среды были сформулированы основные принципы атомного законодательства. В Концепции изложены основные проблемы правового регулирования деятельности по использованию атомной энергии в современных условиях Российской Федерации. Сформулированы задачи атомного законодательства в области политики, экономики, обороны, социальной области и обеспечения безопасности. Определены субъекты атомного законодательства его основные принципы и структура.

В России обеспечение радиационной и ядерной безопасности основывается на Федеральных законах (ФЗ) *первого уровня*.

- «*Об использовании атомной энергии*». Этот закон является фундаментом атомного российского права и определяет правовую основу и принципы регулирования отношений, возникающих при использовании атомной энергии. Направлен на защиту здоровья и жизни людей, охрану окружающей среды, защиту собственности.

- «*О радиационной безопасности (РБ) населения*». Закон определяет правовые основы обеспечения РБ населения в целях охраны его здоровья. В Законе сформулированы принципы обеспечения РБ, определены полномочия РФ и субъектов РФ, права и обязанности граждан и общественных объединений, определена ответственность за невыполнение требований к обеспечению РБ. Во исполнение этого закона выпущены постановление Правительства РФ и приказ Министерства здравоохранения и социального развития РФ, предусматривающие создание в РФ единой государственной системы контроля и учета индивидуальных доз облучения населения.

- «Об административной ответственности организаций за нарушение законодательства в области использования атомной энергии». Закон устанавливает административную ответственность организаций за нарушение законодательства в области использования атомной энергии, он призван способствовать повышению эффективности государственного регулирования безопасности. Направлен на усиление защиты здоровья и жизни людей, охраны окружающей среды.

- «О создании, эксплуатации, ликвидации и обеспечении безопасности ядерного оружия».

Кроме этих законов, напрямую определяющих права, обязанности и ответственность в области использования ядерной энергии и обеспечения радиационной безопасности, существует ряд Федеральных законов (ФЗ), направленных на защиту окружающей среды, охрану здоровья и обеспечение безопасности граждан, которые учитывают и радиационный фактор.

- «Об охране окружающей природной среды».
- «Об экологической экспертизе».
- «Об охране атмосферного воздуха».
- «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».
- «О защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера».
- «О промышленной безопасности производственных объектов».
- «О лицензировании отдельных видов деятельности».
- «О гражданской обороне».

С целью конкретизации отдельных положений закона РФ «О радиационной безопасности населения» в настоящее время введены в действие два основополагающих нормативных документа федерального уровня: «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99)» и «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99)». Они относятся к категории нормативных документов *второго* иерархического уровня и имеют общегосударственное значение.

Нормативные документы второго уровня регистрируются в Министерстве юстиции России и утверждаются Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации.

Эти нормативные правовые документы устанавливают санитарно-эпидемиологические требования, в том числе критерии безопасности и безвредности факторов среды обитания для человека, и гигиенические нормативы. Их соблюдение является обязательным для граждан, индивидуальных предпринимателей и юридических лиц. За нарушение санитарного законодательства устанавливается дисциплинарная, административная и уголовная ответственности.

Любые федеральные, региональные или ведомственные нормативные документы в области РБ более низкого иерархического уровня не должны противоречить закону РФ «О радиационной безопасности населения», НРБ-99 и ОСПОРБ-99.

Санитарные правила или требования федерального или отраслевого значения, регулирующие обеспечение радиационной безопасности персонала и населения применительно к конкретной сфере использования атомной энергии, относятся к документам *третьего* иерархического уровня: санитарные правила обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации атомных станций, гигиенические требования к устройству и эксплуатации рентгеновских кабинетов и аппаратов в лечебно-профилактических учреждениях, правила транспортирования ядерных материалов и радиоактивных веществ и т. д.

Документы второго и третьего уровней классифицируются, как СП (санитарные правила), ГН (гигиенические нормативы), а методические указания по методам контроля - как МУК. Их номер в реестре начинается с цифр 2.6.1, что означает документы относятся к разделу: «Ионизирующие излучения. Радиационная безопасность».

Документы *четвертого* иерархического уровня - требования или инструкции по обеспечению радиационной безопасности, относящиеся к отдельному объекту, а иногда и к техническому процессу.

Нормы радиационной безопасности (НРБ-99) - применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия ионизирующего излучения (ИИ) искусственного или природного происхождения.

НРБ-99 распространяются на следующие виды воздействия ИИ на человека:

- в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения (ИИИ);
- в результате радиационной аварии;
- от природных источников излучения;
- при медицинском облучении.

В сферу действия НРБ-99 не входят ИИ, создающие при любых условиях обращения:

- на индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв;
- на индивидуальную годовую эквивалентную дозу на коже не более 50 мЗв и в хрусталике не более 15 мЗв;
- на коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, или когда при коллективной дозе более 1 чел.-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы;
- на космическое излучение на поверхности Земли и облучение, создаваемое содержащимся в организме человека калием-40, на который практически невозможно влиять.

Система радиационной безопасности в НРБ-99 базируется на трех главных принципах:

- принцип нормирования - непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения;
- принцип обоснования - запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением;
- принцип оптимизации - поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения.

Принцип нормирования, требующий непревышения установленных НРБ-99 пределов доз и других нормативов радиационной безопасности, должен соблюдаться всеми организациями и лицами, от которых зависит уровень облучения людей. Данный принцип реализуется путем осуществления комплекса технических, санитарно-гигиенических и организационных мероприятий, предотвращающих облучение населения в дозах, превышающих нормируемые величины, и созданием действенной системы учета и контроля индивидуальных доз облучения людей.

Принцип обоснования должен применяться на стадии принятия решения уполномоченными органами при проектировании новых радиационных объектов. При этом вводится система обязательного лицензирования любой деятельности, связанной с возможным радиационным воздействием на людей. Основанием для выдачи лицензии является заключение государственной экологической экспертизы, устанавливающей допустимость практической реализации того или иного аспекта использования источника ионизирующего излучения, исходя из учета безопасности для человека, природной среды и социально-экономической целесообразности. Во всех случаях приоритет отдается показателям здоровья по сравнению с экономическими выгодами.

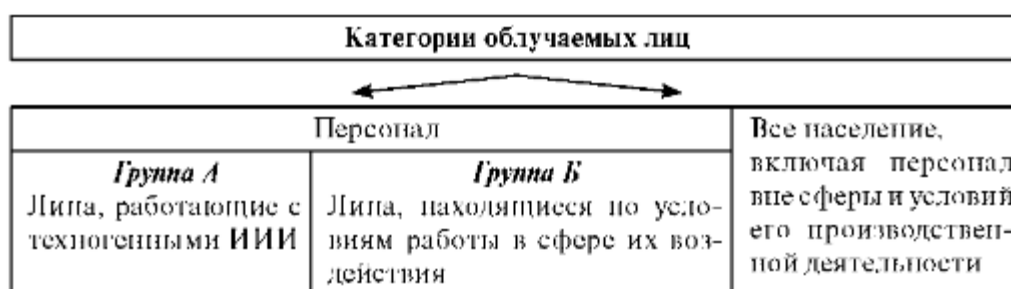
Осуществление *принципа оптимизации* базируется на рациональном размещении ядерных установок, автоматизации технологических процессов, оптимизацией условий труда, введением контрольных уровней параметров радиационной обстановки. Система

контрольных уровней вводится исходя из существующих возможностей совершенствования технологий и систем защиты. Контрольные уровни устанавливаются руководством предприятия в целях максимально возможного снижения радиационного воздействия на людей и объекты окружающей среды по отношению к регламентируемым нормативам.

Принцип оптимизации должен осуществляться каждый раз, когда планируется проведение тех или иных защитных мероприятий. Ответственность за реализацию этого принципа возлагается на службы или лиц, ответственных за организацию безопасности на объектах или территориях, где возникает необходимость в радиационной защите.

Требования к ограничению техногенного облучения в контролируемых условиях. При нормальных условиях эксплуатации источников излучения НРБ-99 устанавливают следующие категории облучаемых лиц:

- персонал (группы А и Б);
- все население, включая лиц из персонала вне сферы и условий их производственной деятельности.



Основные пределы доз облучений (табл. 1.5) не включают в себя дозы природного и медицинского облучений, а также дозы вследствие медицинских аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Таблица 1.5. Основные пределы доз

Нормируемые величины	Пределы доз		
	Персонал		Население
	группа А	группа Б	
Эффективная доза	20,0 мЗв/год в среднем за любые последующие 5 лет, но не более 50,0 мЗв/год	5,0 мЗв/год в среднем за любые последующие 5 лет, но не более 12,5 мЗв/год	1,0 мЗв/год в среднем за любые последующие 5 лет, но не более 5,0 мЗв/год
Эквивалентная доза за год: • хрусталик глаза • кожа • кисти и стопы	150 мЗв 500 мЗв 500 мЗв	37,5 мЗв 125,0 мЗв 125,0 мЗв	15,0 мЗв 50,0 мЗв 50,0 мЗв

При контроле эквивалентных доз внешнего облучения отдельных органов или тканей, для которых установлены пределы доз, за значение нормируемой величины следует принимать среднее значение дозы в чувствительном объеме органа или ткани. Параметры соответствующих чувствительных объемов приведены в табл. 1.6.

Таблица 1.6. Параметры для определения значений нормируемых эквивалентных доз облучения отдельных органов или тканей

Контролируемая величина	Параметры чувствительной области облучаемого органа или ткани
Эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	Тонкий слой, расположенный на глубине 300 мг/см ² под поверхностью органа
Эквивалентная доза облучения кожи	При облучении кожи всего тела за исключением кожи ладоней – плоский слой с площадью сечения 1 см ² и толщиной 5 мг/см ² , расположенный под покровным слоем толщиной 5 мг/см ² . При облучении кожи ладоней – плоский слой с площадью сечения 1 см ² и толщиной 5 мг/см ² , расположенный под покровным слоем толщиной 40 мг/см ²

Окончание таблицы 1.6

Контролируемая величина	Параметры чувствительной области облучаемого органа или ткани
Эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщин	Тонкий слой, расположенный на глубине 1000 мг/см ² под поверхностью кожи в области лонного сочленения

Химический состав облучаемой ткани следует принимать равным составу тканезквивалентного вещества.

НРБ-99 пп. 3.1.4 и 3.1.8 устанавливают пределы еще для трех величин:

- для эффективной дозы облучения персонала за период трудовой деятельности (50 лет) - 1000 мЗв;
- для эффективной дозы облучения населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв;
- для женщин в возрасте до 45 лет эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1,0 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более $\frac{1}{20}$ предела годового поступления для персонала. В этих условиях эквивалентная доза облучения плода за 2 месяца невыявленной беременности не превысит 1 мЗв.

Для студентов и учащихся, проходящих профессиональное обучение с использованием ИИИ, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б. К обучению с использованием ИИИ допускаются лица не моложе 16 лет.

Допустимые уровни техногенного облучения включают:

- пределы годового поступления (ПГП) отдельных радионуклидов с воздухом (для персонала и населения), водой и пищей (для населения)¹;
- допустимую среднегодовую объемную активность (ДОА) отдельных радионуклидов в воздухе для персонала и населения;
- допустимую среднегодовую удельную активность (ДУА) отдельных радионуклидов в воде и пище для населения;

$$\text{ПГП} = \frac{\text{ДП}}{E},$$

где ДП - дозовый предел, E - дозовый коэффициент (Зв/Бк), характеризующий уровень внутреннего облучения персонала или населения при различных путях поступления радионуклидов в организм.

- допустимые уровни мощности дозы (ДМД) при внешнем облучении всего тела от техногенных ИИИ для персонала и населения;
- допустимую плотность потока (ДПП) частиц или квантов при облучении кожи и тела лиц из персонала моноэнергетическими электронами, фотонами и нейтронами, а также β -частицами и протонами;
- допустимые уровни общего радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи (в течение рабочей смены), спецодежды и средств индивидуальной защиты для персонала.

Допустимые уровни техногенного облучения играют роль индикаторов, которые гарантируют безопасность условий эксплуатации источников излучения. Они являются производными величинами от предела усредненной за пять последовательных лет годовой эффективной дозы или предела годовой эквивалентной дозы облучения отдельных органов. Эффективная доза не поддается непосредственному измерению и допустимые уровни техногенного облучения, выраженные в единицах измеряемых величин, введены в практику радиационного мониторинга, чтобы можно было оценить условия эксплуатации источника по результатам измерения параметров радиационной обстановки на рабочих местах или в среде обитания человека.

¹ Предел годового поступления находят по формуле:

Значения допустимых уровней рассчитаны для определенных сценариев облучения, принятых в качестве стандартных, и характеризуются следующими параметрами:

- значимыми для определения доз внутреннего облучения параметрами возрастной группы, к которой принадлежат лица из числа критической группы населения¹;
- объемом вдыхаемого воздуха, с которым радионуклид может поступить на протяжении календарного года в органы дыхания лиц из числа персонала группы А или разных возрастных групп населения;
- массой питьевой воды, с которой радионуклид поступает в организм человека в течение календарного года;
- временем облучения в течение календарного года для лиц из числа персонала групп А и Б, а также для лиц из числа населения;
- классификацией дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля по скорости перехода радионуклида из легких в кровь согласно п. 8.3 НРБ-99 - приложение П-3;
- логарифмически нормальным распределением активности по размерам частиц дисперсной фазы аэрозоля с активностным медианным аэродинамическим диаметром (АМАД), равным 1 мкм и стандартным геометрическим отклонением, равным 2,5.

¹ *Группа лиц из населения* (не менее 10 человек) - однородная по полу, возрасту, социальным и профессиональным признакам группа лиц из населения называется *критической* при условии, если для ее членов типично получение наивысших эффективных или эквивалентных (в зависимости от ситуации) доз по данному пути облучения и от данного источника излучения. В критической группе определяется средняя доза облучения, которая представляет собой сумму внешнего излучения за текущий год и ожидаемой дозы вследствие поступления радионуклидов в организм за текущий год. Величина этой дозы не должна превышать дозовые пределы для населения.

С целью нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных аэрозолей их химические соединения разделены на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь.

Тип соединения ингаляции		
М медленно растворимые соединения	II соединения, растворимые с промежуточной скоростью	Б быстро растворимые соединения
при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается активность компонента радионуклида в кровь со скоростью $0,0001 \text{ сут}^{-1}$	при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью $0,005 \text{ сут}^{-1}$	при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью $100,0 \text{ сут}^{-1}$

При поступлении радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных газов выделены типы «Г» (Г1-Г3) газов и паров соединений некоторых элементов.

Как правило, расчет значений допустимых уровней облучения приводит к консервативным оценкам, что вполне отвечает задачам контроля состояния источника при низких уровнях радиационных факторов.

Контрольные уровни облучения - числовые значения контролируемых величин, мощности дозы, радиоактивного загрязнения, уровней отдельных радиационных факторов, устанавливаемые на каждом предприятии (объекте) его руководством и органами Госпотребнадзора. Он не является допустимым значением контролируемой величины и используется для определения необходимых действий, когда значение контролируемой величины превышает или по прогнозу должно превысить контрольный уровень. Как правило, контрольные уровни устанавливаются для мгновенных значений контролируемых величин. Последующие действия должны быть определены при установлении контрольных уровней. Они включают регистрацию информации, проведение исследований для выяснения причин наблюдаемых изменений и оценки последствий, а в ряде случаев и вмешательства в процесс эксплуатации источника. Порядок установления контрольного уровня определяется ОСПОРБ-99. Значения контрольных уровней устанавливаются таким образом, чтобы гарантировать непревышение основных дозовых пределов, планомерное снижение облучения персонала и населения, а также радиоактивное загрязнение окружающей среды.

При установлении контрольных уровней учитываются:

- достигнутый уровень радиационной безопасности и защиты персонала и населения;
- вариация параметров радиационной обстановки в границах, определяющих условия нормальной эксплуатации источника излучения;
- возможная погрешность методов контроля.

С учетом местных условий администрация может вводить дополнительные, более жесткие числовые значения параметров, подлежащих контролю, - *административные уровни*.

Планируемое повышенное облучение. Для проведения аварийных и спасательных работ в зоне радиационной аварии могут привлекаться только лица, отнесенные к персоналу группы А, в первую очередь члены специализированных аварийных бригад. Лица, не относящиеся к персоналу, привлекаемые для проведения аварийных и спасательных работ, должны быть оформлены и допущены к работам как персонал группы А.

Планируемое повышенное облучение допускается для предотвращения радиационной аварии, противодействия расширению ее масштаба и может быть оправдано только необходимостью спасения людей и (или) предотвращения их

облучения. Допускается планируемое повышенное облучение только мужчин старше 30 лет при их добровольном письменном согласии после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья.

Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и эквивалентных дозах до двукратных значений основного предела доз допускается с разрешения ведомственных органов Федеральных государственных учреждений здравоохранения «Центров гигиены и эпидемиологии» (ФГУЗ ЦГЭ). Облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и эквивалентных дозах до четырехкратных значений основного предела доз допустимо только с разрешения Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.

Повышенное облучение не допускается:

- для работников, ранее уже облученных в течение года в результате аварии или запланированного повышенного облучения с эффективной дозой 200 мЗв или эквивалентной дозой, превышающей в четыре раза основные пределы доз;
- для лиц, имеющих медицинские противопоказания для работы с источниками излучения.

Лица, подвергшиеся облучению в эффективной дозе, превышающей 100 мЗв в течение года, при дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв в год.

Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное. Подвергшиеся такому облучению должны немедленно выводиться из зоны облучения и направляться на медицинское обследование. Последующая работа с ИИИ этим лицам может быть разрешена только в индивидуальном порядке с учетом их согласия по решению компетентной медицинской комиссии.

Согласно п. 3.2.2 НРБ-99 в случае облучения персонала группы А в условиях планируемого повышенного облучения нормируются дозиметрические величины, представленные в табл. 1.7.

Таблица 1.7. Нормируемые величины планируемого повышенного облучения

Нормируемая величина	Граничное значение, мЗв
Разрешение ФГУЗ «Центр гигиены и эпидемиологии»	
Эффективная доза	100
Эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	300
Эквивалентная доза облучения кожи	1000
Эквивалентная доза облучения кистей и стоп	1000
Разрешение Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека	
Эффективная доза облучения	200
Эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	600
Эквивалентная доза облучения кожи	2000
Эквивалентная доза облучения кистей и стоп	2000

Пределы для доз планируемого повышенного облучения не устанавливаются, однако НРБ-99 определены граничные значения доз повышенного облучения, превышение которых в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное. Дозы профессионального облучения при нормальной эксплуатации источников и при планируемом повышенном облучении контролируются и регистрируются отдельно и независимо.

Пример ситуационной задачи. В результате аварии на радиохимическом заводе возникла срочная необходимость проведения ремонтных работ в зоне повышенного облучения в связи с возможными большими материальными потерями. Стационарные дозиметры, установленные в цехе предприятия, передали информацию на пульт центральной диспетчерской завода, что мощность дозы излучения на различных участках цеха от 190 до 250 мЗв/ч.

Из рабочих специализированной аварийной бригады был выбран механик П. 37 лет, имеющий опыт ликвидации радиационных аварий. Из индивидуальной персональной карты регистрации доз рабочего П. известно, что 5 лет назад при ликвидации аварии П. получил дозу 115 мЗв, а затем в последующие 4 года по основной работе дополнительная доза облучения составила 98 мЗв.

Работник был проинформирован о возможном превышении предела дозы при ликвидации аварии и дал личное согласие. Заместитель главного инженера дал устное разрешение на проведение работ, согласовав его с главными врачами медсанчасти и городского центра гигиены и эпидемиологии.

Во время проведения аварийных работ П. получил дозу, равную 235 мЗв. После работы П. был назначен прием радиопротекторов, выплачена денежная компенсация и предоставлен двухнедельный отпуск. После отпуска рабочий П. приступил к основной работе.

Задание. Дайте оценку сложившиеся ситуации, действий должностных лиц при составлении плана ликвидации аварии. Какими документами необходимо руководствоваться при рассмотрении данной аварии?

Решение. При рассмотрении плана ликвидации аварии обнаружено:

1. Допуск к ликвидации радиационной аварии должен быть выдан Федеральной службой по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека;

2. Механик П., получивший 5 лет назад при ликвидации аварии дозу 115 мЗв, а затем в последующие 4 года дополнительную дозу облучения по основной работе 24,5 мЗв в год, не должен допускаться к радиационным аварийным работам;

3. Рабочий специализированной аварийной бригады должен давать добровольное письменное, а не устное согласие на проведение аварийных работ;

4. Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное. Лица, подвергшиеся такому облучению, должны немедленно направляться на медицинское обследование;

5. Прием радиопротекторов целесообразен до планируемого повышенного облучения, а не после облучения.

Требования к защите от природного облучения в производственных условиях. Эффективная доза производственного облучения природными ИИИ для всех категорий облучаемых лиц не должна превышать 5 мЗв/год. При превышении этой величины администрация предприятия принимает все необходимые меры по снижению облучения работников. Если принятые меры не привели к снижению дозы ниже указанного предела, то работники переводятся в персонал группы А. Дополнительные требования к обеспечению радиационной безопасности при воздействии природных источников в производственных условиях устанавливаются специальным техническим регламентом.

Требования к ограничению облучения населения. По сравнению с техногенными источниками излучения естественный радиационный фон (ЕРФ) вносит более весомый вклад в суммарную дозу облучения людей, однако до недавних пор его воздействие на население не регламентировалось. Законом РФ «О радиационной безопасности населения» и НРБ-99 впервые в практике отечественного радиационно-гигиенического нормирования определены меры по регламентации и ограничению облучения населения отдельными природными источниками ИИ, в частности радоном, продуктами его распада, а также другими долгоживущими природными, в том числе гамма-излучающими

радионуклидами. Для населения установлен основной предел доз облучения на территории Российской Федерации 1 мЗв в год.

Допустимое значение облучения эффективной дозой, обусловленной суммарным воздействием природных источников ИИ, для населения специально не устанавливается, а снижение радиационного воздействия достигается путем введения системы ограничений на облучение населения от отдельных природных источников.

Ограничение медицинского облучения. Радиационная безопасность пациентов и населения должна быть обеспечена при всех видах медицинского облучения (профилактического, диагностического, лечебного, исследовательского) путем достижения максимальной пользы от радиационных процедур, минимизации радиационного ущерба при безусловном превосходстве для облучаемых пользы.

Допустимые уровни медицинского облучения не регламентируются Нормами радиационной безопасности. Принципы контроля и ограничения радиационных воздействий в медицине основаны на получении необходимой и полезной для больного диагностической информации или терапевтического эффекта при минимально возможных уровнях облучения. При этом не устанавливаются предельные дозовые значения и используются принципы обоснования по показаниям радиологических медицинских процедур и оптимизации мер защиты.

При организации профилактического радиационного обследования работающих и населения должны учитываться и ожидаемая польза для здоровья за счет выявления скрытых заболеваний, и возможный ущерб от радиационного воздействия. Обследования должны осуществляться по специальным методическим указаниям.

С целью совершенствования использования источников ионизирующего излучения в медицине и снижения уровней облучения пациентов федеральными органами здравоохранения устанавливаются контрольные уровни медицинского облучения в рентгенологии, радионуклидной диагностике и терапии, лучевой терапии, основанные на лучших стандартах мировой практики. Указанные уровни должны служить также основой требований для развития и совершенствования методологии радиологических медицинских процедур, проектирования и производства оборудования, радиофармпрепаратов и др.

При проведении профилактических медицинских рентгенорадиологических, а также научных исследований практически здоровых лиц, не имеющих медицинских противопоказаний, годовая эффективная доза их облучения не должна превышать 1 мЗв.

Лица, не являющиеся работниками рентгенорадиологического отделения, но оказывающие помощь в поддержке пациентов (тяжелобольные дети) при выполнении рентгенорадиологических процедур, не должны подвергаться облучению, превышающему 5 мЗв в год.

Мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от пациента, которому с терапевтической или диагностической целью введены радиофармацевтические препараты, не должна превышать при выходе из радиологического отделения 1 мкЗв/ч.

Требования по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии. При ликвидации последствий аварии проводятся мероприятия, которые влекут за собой не только экономический ущерб, но и неблагоприятное воздействие на здоровье населения, включая психологическое воздействие и экологический ущерб. Таким образом, принимая решения о характере вмешательства, руководствуются следующими принципами:

- предлагаемое вмешательство должно принести обществу больше пользы, чем вреда;
- форма, масштаб и длительность вмешательства должны быть оптимизированы таким образом, чтобы чистая польза от снижения дозы была бы максимальной.

Если планируемая доза облучения населения достигает уровней, при превышении которых возможны клинические определяемые эффекты, срочное вмешательство необходимо (табл. 1.8).

Зона радиационной аварии определяется как территория, на которой эффективная доза может превышать 5 мЗв за первый после аварии год (средняя по населенному пункту). В зоне радиационной аварии проводится мониторинг радиационной обстановки и осуществляются мероприятия по снижению уровней облучения населения на основе принципа оптимизации.

Таблица 1.8. Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство

Орган или ткань	Поглощенная доза в органе или ткани за двое суток, Гр
Все тело	1,0
Легкие	6,0
Кожа	3,0
Щитовидная железа	5,0
Хрусталик глаза	2,0
Половые органы	3,0
Плод	0,1

Основные санитарные нормы и правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) устанавливают требования по защите людей от вредного радиационного воздействия при всех условиях облучения от источников ионизирующего излучения, на которые распространяется действие НРБ-99. Правила являются обязательными для проектирования, строительства, эксплуатации, реконструкции, перепрофилирования и вывода из эксплуатации радиационных объектов.

ОСПОРБ-99 отражают федеральные законы и международные нормы безопасности, базируются на НРБ-99 и регламентируют практическую деятельность при работе с ИИИ. ОСПОРБ-99 состоят из разделов:

- радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации техногенных источников излучения;
- радиационной безопасности пациентов и населения при медицинском облучении;
- радиационной безопасности при воздействии природных источников излучения;
- радиационной безопасности при радиационных авариях;
- медицинского обеспечения радиационной безопасности;
- санкции за нарушение требований норм и правил по радиационной безопасности.

Раздел «Радиационная безопасность персонала и населения при эксплуатации техногенных источников излучения» определяет:

- классификацию радиационных объектов по потенциальной опасности (устанавливается четыре категории объектов);
- размещение радиационных объектов и зонирование территорий;
- проектирование радиационных объектов (в том числе указана допустимая мощность облучения);
- организацию работ с источниками излучения, в частности:
 - радиационный объект (источник излучения) до начала его эксплуатации *принимается комиссией*, которая устанавливает соответствие принимаемого объекта проекту, требованиям действующих норм и правил, необходимым условиям сохранности источников излучения;

— деятельность организаций, связанная с использованием источников излучения, не допускается без наличия *лицензии*, выдаваемой в порядке, установленном законодательством Российской Федерации;

— получение, хранение источников излучения и проведение с ними работ разрешается только *при наличии санитарно-эпидемиологического заключения* о соответствии условий работы с источниками физических факторов воздействия на человека санитарным правилам; выдается органом Госсанэпиднадзора, и проч.;

- поставку, учет, хранение и перевозку источников излучения;
- вывод из эксплуатации радиационных объектов (источников излучения);
- обращение с материалами и изделиями, загрязненными или содержащими радионуклиды, в частности:

— материалы и изделия с низкими уровнями содержания радионуклидов допускается использовать в хозяйственной деятельности. Критерием для принятия решения о возможном применении в хозяйственной деятельности сырья, материалов и изделий, содержащих радионуклиды, является ожидаемая индивидуальная годовая эффективная доза облучения, которая при планируемом виде их использования не должна превышать 10 мкЗв, а годовая коллективная эффективная доза не должна быть более 1 чел.-Зв;

— не вводится никаких ограничений на использование в хозяйственной деятельности любых твердых материалов, сырья и изделий при удельной активности радионуклидов в них менее 0,3 кБк/кг. По согласованию с федеральным органом, уполномоченным осуществлять Государственный санитарно-эпидемиологический надзор, для отдельных бета-излучающих радионуклидов могут быть установлены более высокие значения удельной активности сырья, материалов и изделий, годных для неограниченного использования;

• обращение с радиоактивными отходами, в частности критерии отнесения материалов к категории «отходы»:

— к *жидким* радиоактивным отходам относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность радионуклидов более чем в 10 раз превышает значения уровней вмешательства при поступлении с водой, приведенные в НРБ-99;

— к *твердым* радиоактивным отходам относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отвержденные жидкие радиоактивные отходы, в которых удельная активность радионуклидов больше значений минимально значимой удельной активности (МЗУА), а при неизвестном радионуклидном составе удельная активность больше:

- ◇ 100 кБк/кг - для источников бета-излучения;
- ◇ 10 кБк/кг - для источников альфа-излучения;
- ◇ 1,0 кБк/кг - для трансурановых радионуклидов;

— к *газообразным* радиоактивным отходам относятся не подлежащие использованию радиоактивные газы и аэрозоли, образующиеся при производственных процессах с объемной активностью, превышающей допустимую среднегодовую объемную активность (ДОВА), значения которой приведены в НРБ-99;

- классификацию отходов по уровню активности;
- производственный контроль при работе с техногенными источниками излучения;
- методы и средства индивидуальной защиты и личной гигиены.

Раздел «Радиационная безопасность при воздействии природных источников излучения» содержит требования по обеспечению радиационной безопасности при воздействии радионуклидов природного происхождения:

1) в *производственных условиях* предъявляются к любым организациям, в которых облучение работников превышает 1 мЗв в год. К ним, в частности, относятся организации,

осуществляющие работы в подземных условиях, а также добывающие и перерабатывающие минеральное и органическое сырье с повышенным содержанием природных радионуклидов;

2) для населения распространяются на регулируемые природные источники излучения: изотопы радона и продукты их распада в воздухе помещений, гамма-излучение природных радионуклидов, содержащихся в строительных изделиях, природные радионуклиды в питьевой воде, удобрениях и полезных ископаемых.

Таким образом, основу системы радиационной безопасности РФ, сформулированные в НРБ-99 и ОСПОРБ-99, составляют современные международные научные рекомендации, опыт стран, достигших высокого уровня радиационной защиты населения, в том числе и уникальные отечественные исследования. Данные мировой науки показывают, что соблюдение Международных основных норм безопасности, которые легли в основу вышеприведенных документов, надежно гарантирует безопасность работающих с источниками излучения и всего населения.

Контрольные вопросы

1. На каких законах и документах основывается нормативная база в области радиационной безопасности?

2. Какие Федеральные законы применяются в РФ для обеспечения радиационной и ядерной безопасности?

3. Какие нормативные документы, имеющие общегосударственное значение в РФ, вам известны?

4. Для каких целей применяются Нормы радиационной безопасности (НРБ-99)?

5. Какие основные принципы отражены в НРБ-99?

6. Какие категории облучаемых лиц и классы нормативов устанавливают НРБ-99?

7. Что включают допустимые уровни техногенного облучения?

8. Какие параметры допустимых уровней техногенного облучения вы знаете?

9. Какие формы радиоактивных аэрозолей для нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания вам известны?

10. Для каких целей в НРБ-99 применяются контрольные и административные уровни облучения?

11. При каких условиях допускается планируемое повышенное облучение?

12. Какие требования применяются в НРБ-99 к ограничению облучения населения природными источниками ионизирующих излучений?

13. Какие требования применяются в НРБ-99 к ограничению медицинского облучения населения?

14. Какие требования применяются в НРБ-99 по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии?

15. С какой целью применяются основные санитарные нормы и правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99)?

16. Какие разделы включают ОСПОРБ-99?

17. Какие основные положения в ОСПОРБ-99 определяет раздел «Радиационная безопасность персонала и населения при эксплуатации техногенных источников излучения»?

18. Какие основные положения в ОСПОРБ-99 определяет раздел «Радиационная безопасность при воздействии природных источников излучения»?

Список литературы

Асеев М.И., Йойрьши А.И., Киселев В.В. и др. Концепция правового обеспечения атомной энергии // Бюллетень Центра общественной информации по атомной энергии. - 1994. - # 7-8. - С. 44-47.

Белоус Д.А. Радиация. Биосфера. Технология. - СПб.: «Деан», 2004.

- Булдаков Л.А.* Радиоактивные вещества и человек. - М.: «Энергоатомиздат», 1990.
- Булдаков Л.А., Калистратова В.С.* Радиоактивное излучение и здоровье. - М.: «Информ-атом», 2003.
- Вайнберг М.Ш.* Переход к единицам СИ в медицинской радиологии. - М.: «Медицина», 1984. - 128 с.
- Военно-морская и радиационная гигиена. В 2-х томах. - Т. II. - СПб.: «ЛИО Редактор», 1999.
- Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Радиационная безопасность и защита. Справочник. - М.: «Медицина», 1996.
- Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Радиационная гигиена. - М.: «Медицина», 1999.
- Кеирим-Маркус И.Б.* Эквидозиметрия. - М.: «Атомиздат», 1980.
- Кириллов В.Ф., Архангельский В.И., Коренков И.П.* Руководство к практическим занятиям по радиационной гигиене. - М., 2001.
- Козлов В.Ф.* Справочник по радиационной безопасности. - М.: «Энергоиздат», 1999.
- Маргулис У.Я.* Атомная энергия и радиационная безопасность. - М.: «Энергоиздат», 1999.
- МУ 2.6.1.016-2000 «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования». - М., 2000.
- Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.61.758-99. - М.: Минздрав России, 1999. - 115 с.
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) СП 2.6.1.799-99. - М.: Минздрав России, 2000. - 99 с.
- Радиационная медицина. Т III. Радиационная гигиена / Под ред. Л.А. Ильина. - М.: «ИздАТ», 2002.
- Радиация. Дозы, эффекты, риск. - М.: «Мир», 1990. - 79 с.
- Руководство по методам контроля за радиоактивностью окружающей среды / Под ред. Соболева и Беляева. - М.: «Медицина», 2002. - 432 с.
- Усманов С.М.* Радиация. Справочные материалы. - М.: «Владос», 2001.
- Федеральный закон «О радиационной безопасности населения». - # 3-ФЗ от 09.01.96.
- Федеральный закон «Об использовании атомной энергии». - # 170-ФЗ от 21.11.95.
- Физический энциклопедический словарь / Под ред. А.М. Прохорова. - М.: «Советская энциклопедия», 1984.
- Хансон К.П., Комар В.Е.* Молекулярные механизмы радиационной гибели клеток. - М.: «Энергоатомиздат», 1985.
- Ярмоненко С.П.* Радиобиология человека и животных. - М.: «Высшая школа», 1984.

Глава 2. Методы обнаружения и регистрации ионизирующих излучений

Цель занятия: изучить методы обнаружения и регистрации источников ионизирующих излучений.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Для обнаружения и измерения ионизирующих излучений существуют: ионизационный, сцинтилляционный, люминесцентный, фотографический и химический методы.

Детекторы¹ ионизирующих излучений. Детектор является важнейшим элементом большинства приборов и сложных установок, предназначенных для измерения исследуемых излучений.

Принцип работы детектора в значительной степени определяется характером эффекта, вызванного взаимодействием излучения с веществом детектора, а детектирование излучений связано с обнаружением и измерением этого эффекта.

Как известно, прохождение ионизирующего излучения через вещество сопровождается потерей энергии в различных процессах взаимодействия с электронами и ядрами атомов. Детектор преобразует поглощенную энергию в какой-либо другой вид

энергии, удобный для регистрации. Обычно применяются такие детекторы, в которых энергия излучения преобразуется в электрический сигнал.

К детекторам, основанным на обнаружении эффекта от ионизации в газе, относятся *ионизационные камеры* и *газоразрядные счетчики*.

При прохождении ионизирующих излучений через некоторые вещества возникает *флуоресценция (свечение)* в результате перехода возбужденных атомов или молекул в основное состояние. Световые вспышки с помощью фотоэлектронного умножителя преобразуются в электрический сигнал. Детекторы, в которых используется эффект флуоресценции, называются *сцинтилляционными*.

¹ Детектор [лат. *detector* - раскрывающий, обнаруживающий] - часть (элемент) прибора для обнаружения ионизирующих излучений, радиоактивных альфа-, бета-частиц, нейтронов, протонов.

Люминесцентные детекторы накапливают поглощенную энергию люминофором и после дополнительного воздействия на него ультрафиолетом или видимым светом возникает световое свечение.

Ионизирующие излучения воздействуют на чувствительные фотоматериалы и подобно видимому свету вызывают их почернение. Поглощенная энергия излучения определяется по плотности почернения. На этом принципе основаны *фотографические детекторы*.

Поглощение энергии ионизирующих излучений в веществе может вызывать различные химические реакции, приводящие к необратимым изменениям в химическом составе вещества. Измеряя «выход» химических реакций, т. е. количество вновь образованных конечных продуктов реакций, можно определить поглощенную энергию. На этом принципе основаны *химические детекторы* ионизирующих излучений.

При воздействии ионизирующих излучений на объем полупроводника возникает избыточная концентрация носителей заряда, и, следовательно, изменяется проводимость проводника. На этом принципе основаны *полупроводниковые детекторы*.

Ионизационный метод. Под воздействием ионизирующих излучений в изолированном объеме происходит ионизация воздуха или газа (из электрически нейтральных атомов образуются положительно и отрицательно заряженные ионы), в результате чего электропроводность этой среды увеличивается.

В приборах, основанных на ионизационном методе, воспринимающей частью (детектором) является та или иная разновидность газового конденсатора. Газовый ионизационный детектор представлен двумя заряженными пластинами, на которые подано некоторое напряжение.

В *ионизационной камере* (рис. 2.1) электроны и положительные ионы, образованные излучением, под действием сил электрического поля перемещаются к соответствующим электродам, что приводит к появлению тока во внешней цепи. Величина этого тока может служить мерой ионизационного эффекта.

В *газоразрядном счетчике* в отличие от ионизационных камер используется эффект газового усиления за счет вторичной ионизации, в результате которого число электронов и положительных ионов, достигающих соответствующих электродов, во много раз превышает число ионов, образованных при первичной ионизации.

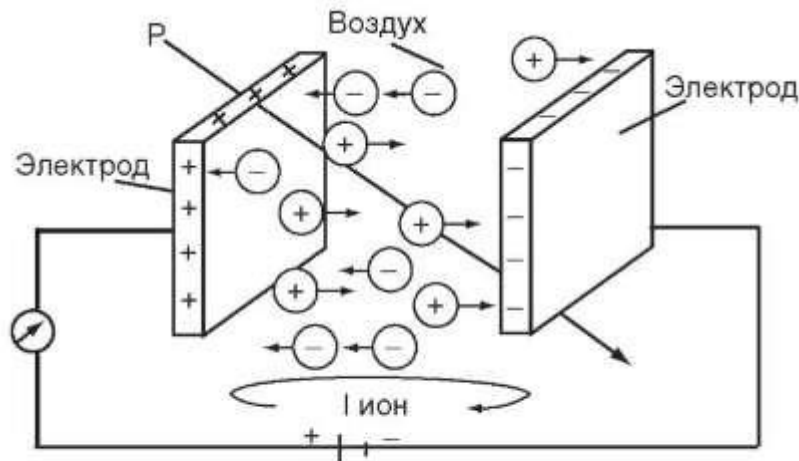


Рис. 2.1. Детектор. Ионизационная камера

При отсутствии источника излучения воздух между пластинами является изолятором и ток через конденсатор не проходит. Если же на воздушный промежуток воздействовать источником ионизирующего излучения, то в газе образуются ионы, которые под влиянием электрического тока начнут перемещаться: *отрицательно заряженные* - к аноду, *положительно заряженные* - к катоду. В результате этого разность потенциалов между электродами будет уменьшаться. Образуется так называемый ионизационный ток. Измеряя его величину, получают представление об интенсивности ионизирующего излучения.

Вольтамперная характеристика конденсатора выражает зависимость силы ионизационного тока от приложенного напряжения (рис. 2.2).

Кривую вольтамперной характеристики можно условно разделить на пять областей, каждая из которых характеризует тот или иной процесс, происходящий в газовом конденсаторе.

Первый участок (интервал от 0 до U_1) характеризует прямо пропорциональную зависимость силы тока от напряжения (область, соответствующая закону Ома).

Начиная с некоторого потенциала U_1 , дальнейшее увеличение напряжения вплоть до U_2 не приводит к возрастанию ионизационного тока. Это обусловлено тем, что при данных напряжениях рекомбинация отсутствует и все ионы, образованные излучением, доходят до обкладок конденсатора. Поскольку заряд каждого иона равен e (заряду электрона), то ионизационный ток i равен $n_0 \cdot e$. Область напряжений, в которой сила ионизационного тока остается постоянной, называется областью *насыщения*, а сила ионизационного тока - *током насыщения*.

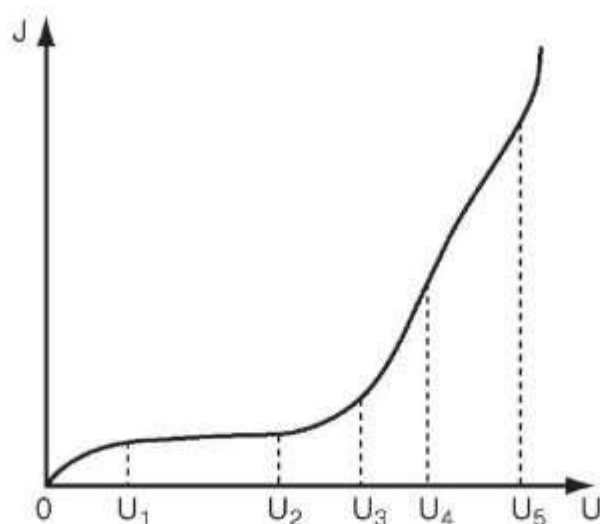


Рис. 2.2. Вольтамперная характеристика газового детектора

При напряжении больше U_2 электроны ускоряются до такой кинетической энергии, которая оказывается достаточной для ионизации при столкновении с нейтральными атомами и молекулами.

Эту ионизацию, в отличие от первичной, называют вторичной ионизацией. Электроны вторичной ионизации вместе с электронами первичной в последующих столкновениях ионизируют другие молекулы, в результате чего происходит увеличение зарядов.

В этой области напряжения существует строгая пропорциональная зависимость между числом *пар ионов* (n_0), образованных в 1 секунду под действием первичного излучения и *общим числом* пар ионов, образованных в 1 секунду в газовом объеме:

$$n = K \cdot n_0,$$

где K - коэффициент газового усиления, показывающий, во сколько раз общее число пар ионов, образованных в объеме конденсатора, больше, чем число пар ионов, обусловленных первичным излучением. Значение коэффициента K колеблется от 1 (участок $U-U_2$) до 100-10000 (участок U_2-U_3).

На этом участке, который называют *областью газового усиления*, различают зону прямой пропорциональности напряжения (U_2-U_3) и ограниченной пропорциональности (U_3-U_4).

Если напряжение между электродами станет больше U_4 , то достаточно образование одной пары ионов в газовом промежутке, чтобы между электродами возник ток, причем его сила не зависит от первоначальной ионизации. Участок напряжения U_4-U_5 называют *областью Гейгера*.

При напряжении больше U_5 в газе начинает поддерживаться самостоятельный разряд, возникающий без наличия ионизирующего излучения в детекторе. Данный участок напряжения называют *областью ударной ионизации*.

Следует подчеркнуть, что *ионизационный ток* может быть *различным* при облучениях *одной и той же* дозой излучения с *разными* энергетическими спектрами.

Динамика изменения силы ионизационного тока, зависящая от энергии излучения, называется *«ходом с жесткостью»*.

Под *«жесткостью»* здесь понимается *энергия* излучения. Чем *больше* энергия фотонов, тем на *большую* глубину они проникают, т. е. тем *жестче* и, если представить излучение в виде иглы, тем на *большой* глубине станет *«мягче»* и согнется ее острие. Чем *больше* фотонов, обладающих *малой энергией* («мягких» фотонов),

тем *труднее* их измерить и тем *значительнее* может быть *погрешность* (точность) измерения, если не учитывать этого эффекта.

Газоразрядные счетчики. Применяются для регистрации отдельных заряженных частиц и гамма-квантов. Газоразрядный счетчик впервые был построен немецким физиком Х. Гейгером, затем усовершенствован физиком Э. Мюллером. Поэтому газоразрядные счетчики часто называют счетчиками Гейгера-Мюллера. По форме и конструкции различают цилиндрические и торцовые счетчики.

Цилиндрический счетчик представлен трубкой, изготовленной из алюминия, нержавеющей стали или стекла. В последнем случае внутренняя поверхность счетчика покрывается тонким проводящим слоем. Трубка герметически закрыта с торцов, по оси натянута тонкая металлическая нить. Нить и корпус трубки разделены изолятором и представляют собой два электрода цилиндрического конденсатора. Внешняя обкладка конденсатора (корпус счетчика) является катодом счетчика, натянутая по оси счетчика нить - его анодом. Рабочий объем счетчика заполняется под давлением смесью газов, например аргоном, с примесью паров метилового спирта.

Для регистрации заряженных частиц на электроды счетчика подается высокое постоянное напряжение. Величина рабочего напряжения для различных типов счетчиков лежит в пределах от 300-400 до 1500-2000 В. До появления в рабочем объеме счетчика заряженной частицы ток через него не проходит, так как в наполняющем газе свободных зарядов практически нет. Пролетающая через рабочий объем счетчика быстрая заряженная частица производит на своем пути ионизацию атомов наполняющего газа. Под действием электрического поля, как и в ионизационной камере, свободные электроны движутся к аноду, положительные ионы движутся к катоду. Напряженность электрического поля вблизи анода счетчика настолько велика, что свободные электроны при приближении к нему на пути между двумя соударениями с нейтральными атомами приобретают энергию, достаточную для их ионизации. Возникающие в результате ионизационных столкновений вторичные электроны вместе с первичными под действием электрического поля движутся к аноду, ионизируют и возбуждают встречающиеся на их пути нейтральные атомы и молекулы газа и т. д. Процесс нарастает лавинообразно, пока все электроны не достигнут анода.

Возбужденные электронными ударами атомы и молекулы газового наполнения при возвращении в нормальное состояние испускают фотоны. При достижении катода счетчика фотоны могут «выбивать» путем фотоэффекта новые электроны, которые под действием электрического поля также движутся к аноду, ионизируют и возбуждают атомы и молекулы газового наполнения. Таким образом, процессы ионизации и возбуждения атомов в рабочем объеме счетчика Гейгера-Мюллера продолжают, пока не будут прекращены каким-либо специальным способом.

Через газоразрядный счетчик протекает импульс тока в 10⁸-10⁹ пар ионов. Описанные выше процессы представляют собой вспышку самостоятельного газового разряда, называемого *коронным разрядом*. Обрыв вспышки коронного разряда в счетчике Гейгера-Мюллера производится с помощью специальной электронной схемы гашения разряда. Принципиальная схема газоразрядного счетчика представлена рис. 2.3.

Из выпускаемых отечественной промышленностью газоразрядных счетчиков Гейгера-Мюллера для регистрации ионизирующего излучения наилучшим образом подходит счетчик СБМ-20. Чувствительность счетчика СБМ-20 к гамма-излучению около 0,2 импульса в секунду на 0,1 мкЗв/ч, напряжение питания - 400 В, ресурс около 10¹⁰ импульсов, габаритные размеры: диаметр ~ 10 мм, длина ~ 110 мм, масса 10 г. Температурный диапазон работы от минус 60 °С до плюс 70 °С.

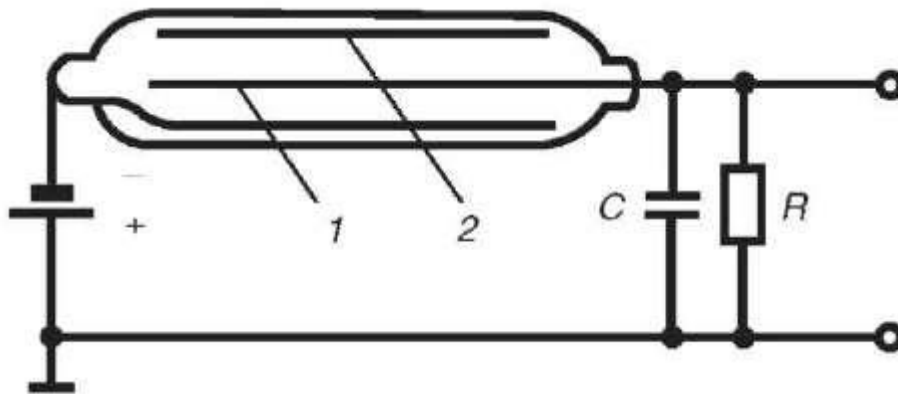


Рис. 2.3. Газоразрядный счетчик: 1 - анод; 2 – катод

Несколько лучшие характеристики, по сравнению со счетчиком СБМ-20, имеет выпускаемый в ограниченном количестве газоразрядный счетчик СИ-19Г. Разработаны также счетчики СИЗОБГ.

В миниатюрных модификациях дозиметрических приборов, где основным показателем являются габаритные размеры и масса прибора, возможно применение счетчика СБМ-21. Чувствительность счетчика СБМ-21 аналогична счетчику СБМ-20, габаритные размеры: диаметр ~ 8 мм, длина ~ 20 мм, масса 1 г.

Торцовые счетчики, как правило, используют для регистрации α - и β -частиц (рис. 2.4). Один из торцов корпуса счетчика закрывают тонкой пленкой из слюды толщиной 1-5 мг/см² для того, чтобы заряженные частицы могли попасть внутрь счетчика. Анодом счетчика в этом случае служит нить с бусинкой на конце, а на внутреннюю поверхность стекла наносят слой меди-катода.

Пропорциональные счетчики характеризуются тем, что амплитуда импульсов пропорциональна потерянной энергии частиц в газовом объеме счетчика. В пропорциональной области коэффициент газового усиления одинаков для импульсов разной величины, т. е. он не зависит от первоначального числа ионов, образованных частицей. Значение этого коэффициента изменяется от 1 (в начале пропорциональной области) до 1000 (в конце области).

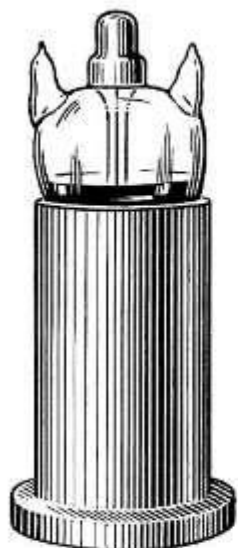


Рис. 2.4. Внешний вид торцового счетчика для измерения абсолютной β -активности

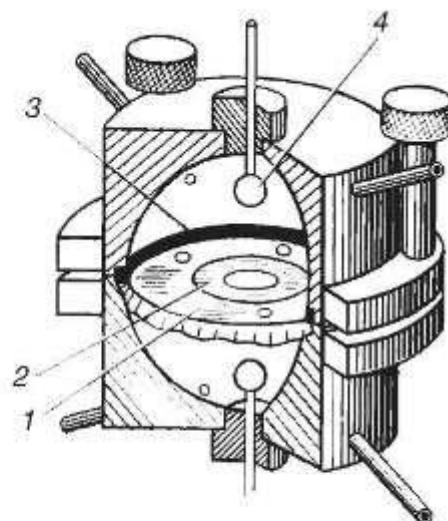


Рис. 2.5. Конструкция 4π-счетчика: 1 – диафрагма; 2 – держатель источника; 3 – резиновое уплотнение; 4 – собирающий электрод

Пропорциональные счетчики применяются для регистрации α - и β -частиц, длинноволнового γ -излучения, а также для регистрации медленных нейтронов.

Для абсолютного измерения количества α - и β -частиц (с эффективностью, близкой к 100%) от радиоактивного препарата применяются счетчики с 4π -геометрией (рис. 2.5), которые представляют собой спаренные полусферические пропорциональные счетчики.

Внутри каждой полусферы вводят собирающие электроды, а препарат помещают на тонкую пленку, расположенную симметрично относительно счетчиков. Почти все испускаемые препаратом частицы регистрируются счетчиком, а скорость счета приблизительно равна активности источника.

Форма катодов 4π -счетчиков может быть различна - цилиндрическая, прямоугольная, полуцилиндрическая.

Важное место в оценке эксплуатационных качеств занимает такой показатель как эффективность счетчика.

Под эффективностью счетчика понимают отношение числа зарегистрированных счетчиком частиц к числу падающих на него частиц, выраженное в процентах. Следует указать, что увеличение эффективности по отношению к γ -квантам будет наблюдаться до тех пор, пока толщина стенки не превысит максимального пробега вторичных электронов. При дальнейшем увеличении и толщины стенки будет происходить уменьшение эффективности в результате ослабления γ -излучения в стенке счетчика.

Эффективность счетчиков по отношению к γ -квантам мала и составляет доли процента, а к α -и β -частицам - от нескольких до десятков процентов.

Для измерения числа импульсов тока, возникающих в счетчиках под действием ионизирующих излучений, пользуются радиотехническими счетными установками.

Сцинтилляционный метод измерения ионизирующего излучения состоит в том, что некоторые неорганические и органические вещества (сернистый цинк, йодистый натрий, вольфрамат кальция, кристаллические: антрацен, стильбен, нафталин и др.) светятся при воздействии на них ионизирующих излучений. Возникновение свечения является следствием возбуждения атомов под действием излучений: при возвращении в основное состояние атомы испускают фотоны видимого света различной яркости (сцинтилляции). Данные фотоны улавливаются фотоэлектронным умножителем (ФЭУ), в котором энергия световых вспышек через посредство фотоэффекта преобразуется в импульсы электрического тока (рис. 2.6).

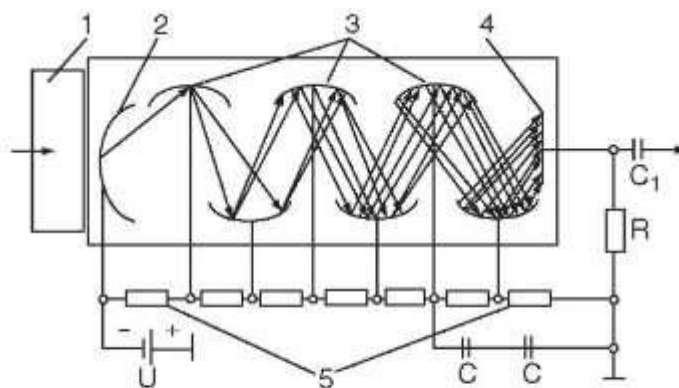


Рис. 2.6. Принцип работы сцинтилляционного счетчика: 1 — сцинтиллятор; 2 — фотокатод; 3 — диоды системы умножения; 4 — анод; 5 — делитель; R — сопротивление анодной нагрузки

Процессы, протекающие в детекторе, можно условно разделить на пять промежуточных стадий:

- 1) поглощение энергии частицы в сцинтилляторе;

- 2) возбуждение атомов и молекул сцинтиллятора за счет поглощенной в нем энергии частицы и испускание квантов видимого света - фотонов;
- 3) бомбардировка катода ФЭУ фотонами, испускаемыми сцинтиллятором;
- 4) поглощение фотонов в катоде и испускание им фотоэлектронов;
- 5) умножение электронов системой динодов ФЭУ и сбор электронов на аноде.

Заряженные частицы, попадая в сцинтиллятор 1, расходуют свою энергию на возбуждение и ионизацию атомов или молекул сцинтиллятора, причем часть этой энергии излучается в виде фотонов видимого света, испускаемых во всех направлениях. Фотоны, попадая сквозь прозрачное окно на фотокатод 2, выбивают из него в результате фотоэлектрического эффекта фотоэлектроны, которые ускоряются и фокусируются электрическим полем между первым динодом системы умножения 3 и фотокатодом и направляются на первый динод. Диноды ФЭУ изготовляют из вещества с малой работой выхода электрона, они способны при бомбардировке их электронами испускать вторичные электроны в количестве, превышающем число первичных в несколько раз. Эти ускоренные фотоэлектроны выбивают из первого динода вторичные электроны, которые в свою очередь ускоряются электрическим полем между вторым и первым динодами и направляются на второй динод, также являющимся эмиттером вторичных электронов. Аналогичный процесс умножения электронов повторяется и на последующих динодах. В результате многократного умножения числа электронов, собираемых на аноде 4, может на несколько порядков превышать первоначальное число фотоэлектронов, образованных в результате фотоэффекта на фотокатоде ФЭУ. Собираемые на аноде ФЭУ электроны создают импульс напряжения на сопротивлении анодной нагрузки R , который регистрируется электронной схемой. Ускоряющееся поле между электродами ФЭУ создается с помощью делителя 5, подключенного к источнику высокого напряжения U . Каждый последующий электрод имеет более высокий потенциал, чем предыдущий.

Для исключения влияния внешней подсветки вся система помещается в светонепроницаемый корпус.

Характеристика сцинтилляторов. В сцинтилляционных детекторах используются неорганические кристаллы, органические пластмассы в жидкости, чистые инертные газы (гелий, аргон, криптон) и их смеси. При применении данных детекторов необходимо учитывать следующие параметры:

- эффективность регистрации заряженных частиц;
- сцинтилляционную эффективность;
- спектральный состав сцинтилляций;
- длительность световой вспышки.

У применяемых детекторов сцинтилляционная эффективность лежит в диапазоне от долей до нескольких десятков процентов. Она не должна зависеть от природы ионизирующих частиц и от их кинетической энергии. В этом случае интенсивность световой вспышки пропорциональна энергии, потерянной частицей в сцинтилляторе.

Спектральный состав излучаемой сцинтиллятором световой вспышки охватывает некоторый интервал длин волн. Зависимость интенсивности свечения от длины волны называется спектральной характеристикой сцинтиллятора, к которой предъявляются следующие требования:

- световое излучение не должно испытывать заметного поглощения в веществе сцинтиллятора;
- спектр излучения должен соответствовать спектральной чувствительности фотокатода ФЭУ.

Чтобы получить высокую разрешающую способность по времени сцинтилляционного счетчика, необходимо выбрать сцинтиллятор с возможно меньшей длительностью световой вспышки.

Основные свойства сцинтиллятора определяются механизмом высвечивания. Взяв за основу механизм высвечивания, все известные сцинтилляционные детекторы можно

разделить на три класса, в которых применяются неорганические кристаллы; чистые инертные газы и их смеси; органические соединения.

К неорганическим сцинтилляторам относятся: сернистый цинк; йодистый натрий; йодистый цезий; йодистый калий; йодистый литий и т. п.

Сернистый цинк, активированный серебром - $ZnS(Ag)$, обладает самой высокой сцинтилляционной эффективностью, составляющей 20-25% и практически не зависящей от энергии регистрируемых частиц.

Основное применение детекторов с данным сцинтиллятором - регистрация тяжелых заряженных частиц, например альфа-частиц, протонов. Эффективность его к гамма-излучению низка, так как указанное излучение обладает малой удельной ионизацией. Это позволяет использовать $ZnS(Ag)$ для эффективной регистрации альфа-частиц или протонов при большом фоне гамма-излучения. Оптимальная толщина данного сцинтиллятора при регистрации альфа-частиц с энергией 5 МэВ составляет 10-25 мг/см².

Однако сернистый цинк, активированный серебром, имеет и ряд серьезных недостатков.

Прежде всего время высвечивания этого сцинтиллятора велико. До настоящего времени не удалось получить прозрачные монокристаллы сернистого цинка необходимых размеров, поэтому он применяется в виде мелкокристаллических порошков. Такие порошки имеют очень низкую прозрачность для испускаемого излучения и становятся непрозрачными при толщине более 25-50 мг/см². В $ZnS(Ag)$ наблюдается значительная фосфоресценция.

Йодистый натрий, активированный таллием - $NaI(Tl)$, обладает рядом превосходных свойств и в настоящее время является одним из лучших сцинтилляторов. Он имеет высокую сцинтилляционную эффективность и малое время высвечивания. Из него легко можно выращивать прозрачные монокристаллы больших размеров.

Недостатком данного сцинтиллятора является его гигроскопичность. Для защиты от влаги эти кристаллы помещают в герметичный корпус с прозрачными окнами.

Зависимость интенсивности сцинтилляций от энергии для бета-частиц и гамма-излучения линейная, благодаря чему кристалл используется в спектрометрии.

Вследствие большой плотности и высокого среднего атомного номера $NaI(Tl)$ является лучшим сцинтиллятором для регистрации гамма-излучения.

Йодистый цезий, активированный таллием - $CsI(Tl)$, выращивается в виде больших прозрачных монокристаллов. По сравнению с йодистым натрием кристаллы имеют несколько большее время высвечивания и меньшую сцинтилляционную эффективность, а также обладают заметной фосфоресценцией. Данное соединение не гигроскопично.

Йодистый калий, активированный таллием - $KI(Tl)$, также легко выращивается в виде больших прозрачных монокристаллов. Он имеет большее время высвечивания, чем $NaI(Tl)$, и меньшую сцинтилляционную эффективность.

Йодистый калий обладает двумя недостатками, ограничивающими его применение в сцинтилляционных счетчиках: естественной радиоактивностью за счет изотопа калия-40 и заметной фосфоресценцией.

Йодистый литий, активированный оловом - $LiI(Sn)$, по своим свойствам значительно уступает йодистому натрию. Кристаллы $LiI(Sn)$ гигроскопичны.

В основном данный сцинтиллятор применяется для регистрации медленных и тепловых нейтронов.

В последние годы техника выращивания щелочно-галогидных монокристаллов достигла значительных успехов. Серийной продукцией стали сцинтилляционные детекторы на основе монокристаллов $NaI(Tl)$ и $CsI(Na)$ с размерами 200 × 200 мм и 200 × 400 мм, с объемом последнего 10 литров. Такие кристаллы используются для целей оснащения гамма-камер, с помощью которых в медицинской практике локализуют злокачественные опухоли внутри организма человека. Применение высокочувствительных сцинтилляционных детекторов позволило в свою очередь успешно

решить одну трудную задачу - создать счетчики излучения человека для измерения гамма-излучения организма, обусловленного естественными и искусственными радионуклидами, что весьма важно при обеспечении радиационной защиты персонала и населения. Преимущества и недостатки сцинтилляционных неорганических детекторов представлены в табл. 2.1.

Таблица 2.1. Преимущества и недостатки сцинтилляционных неорганических детекторов

Преимущества:	Недостатки:
<ul style="list-style-type: none"> • универсальность с точки зрения возможности регистрации ионизирующих излучений практически любых видов; • возможности измерения энергии исследуемых частиц или квантов; • высокая разрешающая способность; • высокая эффективность регистрации гамма-излучения (несколько десятков процентов) 	<ul style="list-style-type: none"> • наличие значительного «хвоста жесткостью» из-за высокого атомного номера вещества сцинтиллятора, что может привести к завышению значений измеряемой активности или мощности дозы при работе в полях мягкого гамма-излучения; • невозможность применения в мощных полях гамма-излучения из-за наложения импульсов малой амплитуды и соответствующей перегрузки измерительного тракта; • хрупкость монокристаллов, гигроскопичность, относительно высокое рабочее напряжение, необходимое для работы ФЭУ

Основные параметры неорганических кристаллов, используемых в сцинтилляционных счетчиках, приведены в табл. 2.2.

Таблица 2.2. Основные параметры неорганических кристаллов

Кристалл	Плотность, г/см ³	Эффективный атомный номер, $Z_{\text{эфф}}$	Конверсионная эффективность для β -частиц, %	Время высвечивания, 10^{-6} с	Световой выход относительно антрацена	α/β	Максимальная длина волн спектра люминесценции, нм	Примечания
ZnS(Ag)	4,1	27	28,0	1,0	1,0	1,5	450	Регистрация тяжелых частиц
CdS(Ag)	4,8	44	20,0	200,0	1,0	—	760	
NaI(Tl)	3,67	50	8,4	0,25	130	0,5	410	Регистрация бета- и гамма-излучений
NaI	3,67	50	16,8	0,05	2,0	>1,0	303	
KI(Tl)	3,13	49	2,5	1,0	0,3	0,6	410	
CsI(Tl)	4,51	54	3,0	0,5	0,3	0,5	560	Регистрация гамма-излучений
CsI	4,51	54	6,0	0,1	2,0	0,85	420	
LuI(Tl)	4,06	52	1,0	1,2	0,1	<1,0	450	Регистрация нейтронов
LuI(Fn)	4,06	52	3,0	1,0	0,7	>1,0	460	
CaI ₂ (Eu)	4,5	51	15,1	0,5	1,8	—	—	Регистрация бета- и гамма-излучений
CsF	3,59	53	0,1	0,05	0,095	0,2	390	Регистрация гамма-излучений
CaWO ₄	6,1	59	4,0	6,0	0,5	<1,0	430	Регистрация тяжелых частиц
CdWO ₄	7,9	61	8,0	6,0	0,9	—	530	

Органические сцинтилляторы имеют очень малое время высвечивания, сравнимое в ряде случаев со временем высвечивания отдельной молекулы, благодаря чему обеспечивается высокая разрешающая способность. Сцинтилляционная эффективность органических сцинтилляторов существенно зависит от свойств регистрируемых частиц. Максимальная интенсивность световой вспышки имеет место при облучении частицами с минимальной ионизирующей способностью, например быстрыми электронами.

При увеличении ионизирующей способности частиц сцинтилляционная эффективность резко падает. Зависимость сцинтилляционной эффективности от природы и энергий частиц обусловлена образованием поврежденных молекул в ионной колонне. Вследствие этого часть образовавшихся фотонов гасится. Данная вероятность пропорциональна плотности ионизации. Для быстрых электронов плотность ионизации невелика, поэтому интенсивность вспышки пропорциональна величине поглощенной энергии.

Антрацен обладает наибольшей сцинтилляционной эффективностью из всех известных в настоящее время органических кристаллов. Имеет три выхода максимальной длины волн спектра люминесценции: 470,7; 445 и 424 нм. Кристаллы антрацена вырабатываются с трудом. На воздухе и при освещении антрацен медленно разлагается.

Нафталин имеет низкую сцинтилляционную эффективность и большое время высвечивания. Его спектр излучения лежит в ультрафиолетовой области, где большинство ФЭУ имеют низкую чувствительность. При введении активатора из соответствующей сцинтиллирующей примеси параметры нафталина значительно улучшаются.

Монокристаллы трансстильбена и толана легко выращиваются до больших размеров. Эти кристаллы имеют самое короткое время высвечивания, благодаря чему они широко используются для счета сцинтилляций при большой интенсивности ионизирующего излучения.

Паратерфенил по своим свойствам близок к трансстильбену. Он часто используется в качестве сцинтиллирующей примеси в жидких и твердых растворах.

Основные параметры органических сцинтиллирующих кристаллов, приведены в табл. 2.3.

В настоящее время широкое распространение получили жидкостные сцинтилляционные счетчики (ЖСС), в которых вспышки света происходят в жидком растворе сцинтиллятора. Обычно ЖСС используется для регистрации бета-излучателей с низкой энергией (^3H , ^{14}C , ^{35}S и др.).

Таблица 2.3. Основные параметры органических кристаллов

Кристалл	Плотность, г/см ³	Эффективный атомный номер, $Z_{\text{эфф.}}$	Конверсионная эффективность для β -частиц, %	Время высвечивания, 10^{-6} с	Световой выход относительно антрацена	α/β	Максимальная длина волны спектра люминесценции, нм
Антрацен (C ₁₄ H ₁₀)	1,25	5,8	6,0	270	1,0	0,1	445
Стильбен (C ₁₄ H ₁₂)	1,16	5,7	2,5	6	0,4–0,7	0,08	410
Пафталин (C ₁₀ H ₈)	1,15	5,8	1,0	75	0,2	—	345
p-Терфенил (C ₁₈ H ₁₄)	1,23	5,8	4,5	4	0,3–0,5	0,08	400
Нафталин и антраценовая кислота	1,15	5,8	3,0	10	0,5–0,6	—	414

Люминесцентный метод основан на накапливании части энергии поглощенного ионизирующего излучения люминофором и отдачи его в виде светового свечения после дополнительного воздействия ультрафиолетовым излучением, видимым светом (радиофотолюминесценция) или его тепловым нагревом (термолюминесценция).

Радиофотолюминесценция. Под воздействием излучения в люминофоре (щелочно-галогидных соединениях типа LiF, NaI, фосфатных стекол, активированных серебром) создаются центры фотолюминесценции, содержащие атомы и ионы серебра. Последующее освещение люминофоров ультрафиолетовым светом вызывает видимую люминесценцию.

Термолюминесценция. Люминесценция, возникающая при нагревании вещества. Наблюдается у многих минералов, некоторых стекол, неорганических и органических люминофоров. При нагревании люминофора электроны, захваченные ловушками, освобождаются и происходит рекомбинация их с ионизированными при возбуждении центрами люминесценции.

Фотографический метод основан на свойстве ионизирующих излучений воздействовать на чувствительный слой фотоматериалов аналогично видимому свету. Для этого применяют рентгеновские пленки, представляющие собой чувствительную эмульсию, нанесенную с одной или с двух сторон на целлулоидную подложку. В состав чувствительной эмульсии входит бромистое или хлористое серебро, равномерно распределенное в слое желатина. При воздействии ионизирующих излучений на чувствительную эмульсию образуется скрытое изображение: на поверхности зерен AgCl или AgBr происходит возникновение «центров проявления» - атомов металлического

серебра. Проявление скрытого изображения заключается в восстановлении металлического серебра в зернах, содержащих центры проявления. После фиксации и промывки фотопленки на ней отмечается почернение.

К числу достоинств данного метода следует отнести:

- 1) возможность массового применения для индивидуального контроля доз, документальность регистрации полученной дозы;
- 2) совместную и отдельную регистрацию дозы от бета- и гамма-излучений;
- 3) регистрацию дозы нейтронного излучения;
- 4) невосприимчивость к резкому изменению температур.

Существенным недостатком фотографического метода являются:

- «ход с жесткостью», так как на степень почернения фотопленки влияет не только величина дозы, но и энергия регистрируемого излучения. Компенсация «хода с жесткостью» обычно осуществляется с помощью экранов из тяжелых металлов (свинец), сильно поглощающих излучение в области максимальной чувствительности фотоэмульсии. Для задержки характеристического излучения свинца (поглощения вторичных электронов, возникающих в свинце) между свинцовой пластинкой и фотопленкой помещают слой легкого материала (алюминий или пластмассу);

- малая чувствительность пленок, низкая точность, зависимость показаний от условий обработки пленки, громоздкость оборудования, невозможность повторного использования облученных пленок.

Химический метод основан на измерении числа молекул или ионов (радиационно-химический выход), образующихся при поглощении веществом (раствором) излучения. Под выходом реакции понимают число характерных превращений (число вновь образованных атомов, ионов и т. д.) на 100 эВ поглощенной энергии. Если выход не зависит от скорости поглощения энергии, то такая система может быть применена для определения поглощенных доз излучения.

Радиационно-химические изменения растворов, протекающие под воздействием ионизирующих излучений, могут быть представлены следующими реакциями.

Жидкостные химические системы.

Ферросульфатные растворы. В основе этой реакции лежит свойство ионов двухвалентного железа Fe^{2+} окисляться в кислой среде радикалами OH^* до трехвалентного Fe^{3+} . Сульфат железа $FeSO_4$, растворяется в определенной пропорции в серной кислоте H_2SO_4 . В необлученном растворе в результате электролитической диссоциации присутствуют ионы двухвалентного железа Fe^{2+} . Окисление ионов Fe^{2+} до Fe^{3+} происходит при воздействии радикалов OH^* (в растворах насыщенных кислородом), HO_2 или перекисью водорода.

Количество ионов трехвалентного железа Fe^{3+} , образовавшихся в результате завершения всех реакций, служит мерой поглощения энергии. После облучения раствор окрашивается в красный цвет, который обусловлен присутствием в нем роданистого калия KCNS.

Нитратные растворы. В данной реакции используют водные растворы нитратов, например KNO_3 . Метод основан на свойстве ионов нитрата NO_3^- восстанавливаться атомарным водородом до нитрит-ионов NO_2^- , которые могут быть обнаружены рядом индикаторов.

Цериевые растворы. При этом используется раствор химически чистого сернокислого церия $Ce(SO_4)_2$ в 0,8 нормальном растворе серной кислоты. При воздействии излучения ионы четырехвалентного церия восстанавливаются атомом водорода до трехвалентного церия. Выход реакции может быть определен с помощью спектрофотометра.

Химические детекторы на основе хлорзамещенных углеводов. При облучении хлороформа образуется соляная кислота HCl. В присутствии кислорода выход данного

химического соединения повышается. Образующаяся соляная кислота может быть обнаружена с помощью любого кислотно-основного индикатора, например водного раствора бромкрезола пурпурного.

Чистый четыреххлористый углерод (CCl_4) малочувствителен к излучению. Однако при введении в него добавок, имеющих подвижные атомы водорода, чувствительность системы резко возрастает. В качестве добавки можно применять этиловый спирт C_2H_5OH .

При облучении четыреххлористого углерода образуются радикалы CCl_3 и CCl_2 , которые взаимодействуют в дальнейшем с радикалами добавки, в результате чего образуется соляная кислота.

Достоинством химического метода является возможность выбора таких веществ, которые по воздействию на них химических излучений мало отличаются от тканей. Следовательно, химические изменения, происходящие в этих веществах, могут служить мерой энергии излучения, поглощенной тканью.

Основной *недостаток* - низкая чувствительность, диапазон измеряемых доз гамма-излучений лежит в пределах от 0,5 до 10000 Гр.

Полупроводниковые детекторы (ППД) ионизирующих излучений представляют собой твердотельную ионизационную камеру, в которой роль носителей электрического заряда выполняют электроны и так называемые дырки. Электрон, выбитый из зоны проводимости, обладает очень большой энергией, которой достаточно для проведения ионизации многих других атомов полупроводника, что приводит к увеличению концентрации электронов, дырок и, следовательно, к увеличению проводимости полупроводника. Действие ППД основано на свойствах полупроводников проводить электрический импульс под действием ионизирующих излучений.

Следует заметить, что увеличение температуры, освещенности и радиационного облучения полупроводника приводят к увеличению его проводимости. Поэтому при использовании полупроводниковых датчиков для измерения одной из трех перечисленных величин стремятся уменьшить или хотя бы стабилизировать влияние двух других. Чувствительные полупроводниковые датчики охлаждаются до температуры порядка 200 К и ниже, чтобы уменьшить влияние проводимости, обусловленной возбуждением электронов, и увеличить чувствительность к слабым потокам излучения. Если такой датчик не охлаждать, то малое число носителей заряда, образовавшееся в нем из-за воздействия излучения, будет незаметным на фоне большого числа носителей заряда, образовавшихся при воздействии ионизирующего излучения. Из всех полупроводников наиболее пригодны для детекторов монокристаллы германия и кремния.

Существует много признаков, по которым можно классифицировать детекторы и аппаратуру, используемую в области радиационной безопасности. В связи с широким использованием источников ионизирующих излучений в народном хозяйстве страны отечественная промышленность выпускает приборы для радиационного контроля различного назначения: индикаторы, радиометры, дозиметры, спектрометры и комбинационную аппаратуру. При этом необходимо отметить следующие положения:

- для регистрации ионизирующих излучений не существует универсальных методов и приборов, применимых в каких угодно условиях;
- каждый метод и прибор должен иметь свою область применения;
- использование конкретного метода и прибора за пределами этой области может привести к грубым, недопустимым ошибкам при измерении активности радионуклидов и доз ионизирующих излучений.

Контрольные вопросы

1. Какие методы обнаружения и измерения ионизирующих излучений вы знаете?
2. Для чего предназначены детекторы ионизирующих излучений?
3. Какие детекторы ионизирующих излучений вам известны?

4. Дайте характеристику ионизационного метода измерения ионизирующих излучений.
5. Опишите принцип работы ионизационной камеры.
6. Какие газоразрядные счетчики вы знаете?
7. Опишите принцип работы газоразрядных счетчиков.
8. Дайте вольтамперную характеристику газового детектора.
9. Дайте характеристику торцовым и пропорциональным счетчикам.
10. Что называется «ходом с жесткостью» прибора?
11. Дайте характеристику сцинтилляционному методу измерения ионизирующих излучений.
12. Охарактеризуйте неорганические сцинтилляторы.
13. Назовите преимущества и недостатки сцинтилляционных неорганических детекторов.
14. Дайте характеристику органическим сцинтилляторам.
15. Опишите люминесцентный метод регистрации ионизирующих излучений.
16. На чем основан фотографический метод обнаружения ионизирующих излучений?
17. Преимущества и недостатки фотографического метода обнаружения ионизирующих излучений.
18. В чем сущность химического метода регистрации ионизирующих излучений?
19. Опишите принцип работы жидкостных химических детекторов.
20. Назовите принцип работы химических детекторов на основе хлорзамещенных углеводов.
21. Достоинства и недостатки химических методов регистрации ионизирующих излучений.
22. Дайте характеристику полупроводниковым детекторам.
23. Какие основные положения необходимо знать при выборе детекторов и аппаратуры для обнаружения и измерения ионизирующих излучений?

Список литературы

- Голиков В.Я., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Руководство к лабораторным занятиям по радиационной гигиене / Под ред. Ф.Г. Кроткова. - М.: «Медицина», 1980. - 173 с.
- Детекторы ионизационных излучений полупроводниковые. ГОСТ 18177-81.
- Детекторы ионизационных излучений сцинтилляционные. ГОСТ 17038.2-79.
- Детекторы ионизационных излучений сцинтилляционные. ГОСТ 23077-78.
- Детекторы ионизирующих излучений. ГОСТ 14105-76.
- Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Радиационная безопасность и защита. Справочник. - М.: «Медицина», 1996. - 336 с.
- Максимов М.Т., Оджагов Г.О.* Радиоактивные загрязнения и их измерение. - М.: «Энергоатомиздат», 1989. - 304 с.
- Радиационная и химическая разведка. - М.: «Воениздат», 1986. - 112 с.
- Словарь иностранных слов. - М.: «Русский язык», 1989. Сцинтилляторы и контейнеры детекторов ионизирующих излучений. ГОСТ 27841-88.
- Усманов С.М.* Радиация. Справочные материалы. - М.: «Владос», 2001.
- Физический энциклопедический словарь. - М.: Советская энциклопедия, 1984.

Глава 3. Радиометрические методы исследований

Цель занятия: провести контроль радиоактивности объектов окружающей среды с помощью современных радиометрических приборов.

Практические навыки и умения: освоить радиометрические методы исследования различных сред биосферы (воздуха, воды, почвы, продуктов питания, строительных материалов, рабочих поверхностей, кожных покровов, средств индивидуальной защиты).

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Проведите отбор проб для радиометрических исследований.
3. Выберите приборы радиометрического контроля, ознакомьтесь с правилами работы.
4. Приготовьте радиоактивный эталон.
5. Вычислите активность эталона.
6. Измерьте и вычислите активность радиоактивного препарата.
7. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Радиометрия - методы измерений активности (числа распадов в единицу времени) радионуклидов. Радиометрические методы исследований включают определение содержания:

- радиоактивных веществ в воздухе, воде, растениях, пищевых продуктах, почве, строительных материалах и других объектах окружающей среды для дальнейшего расчета доз облучения человека;

- уровней загрязнений рабочих поверхностей, одежды, обуви и т.п. при попадании на них радионуклидов;
- радиоактивных изотопов на коже человека, а также в его выделениях (слюне, потовой жидкости, моче, кале).

Работа по радиометрическому анализу, проводимому в лаборатории, состоит из нескольких этапов: взятие проб и доставка их в лабораторию; приготовление препаратов из взятых проб; измерение активности препаратов, расчет удельной или объемной активности.

Общая схема радиометрических исследований проб



Отбор проб для радиометрических исследований. Пробы для радиометрического анализа отбирают *поддозиметрическим* контролем. Рекомендуемый объем и частота исследований проб в незагрязненных и загрязненных радиоактивными веществами районах (стронцием-90 и цезием-137) представлен в соответствующих сборниках методических указаний и рекомендаций по радиационной гигиене. Объем и частота отбора проб для радиометрического анализа приведены в «Руководстве по методам контроля за радиоактивностью окружающей среды».

При отборе пробы необходимо пронумеровать, проставив номер на банке или полиэтиленовом мешке, заполнить специальный бланк, где указываются наименование, место взятия пробы, дата, часы, масса пробы, фамилия, должность взявшего пробу (табл. 3.1).

Таблица 3.1. Образец бланка для отбора проб

№	Дата, часы отбора проб	Пробы			Ф.И.О., должность взявшего пробу	Примечание
		наименование	масса, кг, л, м ³	место взятия пробы		

В рабочем журнале при радиометрическом анализе фиксируют следующие сведения:

- шифр места или адрес отбора пробы;
- мощность эквивалентной дозы, измеренной на месте отбора пробы, мкЗв/ч;
- исходная масса Р (кг) или объем V (л) пробы при отборе;
- дата отбора пробы;
- дата измерения;
- номер анализируемой пробы;
- анализируемая навеска, г;
- геометрия измерений;
- поверхностная плотность, г/см²;
- эффективность регистрации излучения, определяемая по графикам;
- время измерения пробы, в минутах или секундах;
- набор импульсов за время измерения, имп.;
- скорость счета от препарата, эталона, имп/мин или имп/с;
- скорость счета от препарата, эталона за вычетом фона, имп/мин или имп/с;
- измеренная активность радионуклидов в навеске пробы или ее препарате, определяемая как отношение скорости счета от пробы (имп/с) к полной эффективности установки;
 - общая масса препарата пробы в случае концентрирования радионуклидов из воды или озоления растений, г;
 - удельная или объемная активность пробы, Бк/кг или Бк/л.

Подготовка пробы для радиометрического исследования. Препараты для измерения их активности готовят путем равномерного нанесения и последующего легкого уплотнения исследуемой пробы (измельченная навеска, зольный или полусухой остаток) или выпаривания определенного объема пробы (концентрата) на стандартной металлической подложке диаметром 10-100 мм с высотой бортов 2-10 мм и толщиной стенок 300-400 мг/см². В зависимости от массы (объема) помещенного на подложку материала различают препараты тонкого, промежуточного и толстого слоев.

Под *тонкослойным* понимают такой препарат, толщина которого (в миллиграммах на 1 см²) составляет около 0,1 слоя половинного ослабления (А) для предотвращения процесса самопоглощения в нем. При исследовании озоленных тонкослойных препаратов возможно определить более низкие активности (в 50-100 раз), чем при измерении натуральных продуктов.

С увеличением толщины препаратов более 0,2 слоя половинного ослабления самопоглощение излучения в них возрастает. Степень нарастания скорости счета все более отстает от степени увеличения толщины препарата и, наконец, по достижении толщины 4,0 А дальнейшее увеличение массы препаратов не ведет к увеличению скорости счета в результате полного поглощения излучения, исходящего из нижележащих слоев препаратов, в их верхних слоях. Толщина препаратов (эталонов) от 0,2 до 4,0 А соответствует условию *промежуточного слоя*.

Толстослойным называется препарат такой толщины, дальнейшее нарастание которой не приводит к увеличению выхода бета-частиц, поступающих из его нижних слоев. Экспериментально установлено, что практически рост выхода бета-частиц прекращается при толщине слоя, равной утроенному значению слоя половинного

ослабления вещества препарата. Для продовольствия и воды такой толщиной является величина, равная 10 мм.

Недостатки метода: при не очень тщательном перемешивании возможны по различной толщине препарата неодинаковые активности; возможно ухудшение радиационной обстановки в лаборатории из-за большой массой каждой пробы. Исследовать пробы необходимо на очень чувствительной аппаратуре.

При определении радиоактивности проб любых объектов предпочтение следует отдавать толстослойным препаратам в связи с относительной простотой их изготовления (не требуется точной дозировки), большей точностью и меньшим временем измерения. Если измеряемого материала недостаточно для приготовления толстослойных препаратов (выделенные радиохимическими методами радионуклиды, зольные и плотные остатки маломинерализованных вод, аэрозолей, атмосферных выпадений, мазков с поверхностей, слюны, крови и др.), используют препараты тонкого и промежуточного слоев.

Методы измерения активности. В зависимости от способа определения эффективности счета различают абсолютный и относительный методы измерения активности радиоактивного эталона и препарата.

При *абсолютном* методе измерений эффективность счета импульсов (n) определяется как произведение ряда поправочных коэффициентов:

$$n = r \cdot k_{сп} \cdot k_{ср} \cdot k_{п} \cdot g \cdot e \cdot w,$$

где r - поправка на схему распада (коэффициент, учитывающий соотношение между числом бета-частиц и числом распадов); $k_{сп}$ - поправка на самопоглощение (коэффициент, учитывающий поглощение собственного излучения в толщине препарата); $k_{ср}$ - поправка на саморассеяние (коэффициент, учитывающий рассеяние собственного излучения в толще препарата); $k_{п}$ - поправка на поглощение (коэффициент, учитывающий поглощение излучений в окне газоразрядного счетчика и слое воздуха между препаратом и счетчиком); g - поправка на обратное рассеяние (коэффициент, учитывающий отражение излучений от подложки, на которой расположен препарат); e - поправка на эффективность (отношение числа частиц, вызвавших импульсы, к общему числу частиц, попавших в счетчик в единицу времени); w - поправка на телесный угол (коэффициент, учитывающий долю излучений препарата, воздействующих на счетчик).

В *санитарно-гигиенической практике* чаще всего пользуются *относительным* методом - методом эталонных препаратов; скорость счета радиоактивных препаратов определяют по радиоактивному эталону, активность которого заведомо известна.

Выбор и приготовление радиоактивных эталонов. Важным моментом при радиометрическом исследовании проб окружающей среды является выбор образцового радиоактивного эталона для определения активности пробы *относительным* методом. Образец сравнения (эталон) должен удовлетворять следующим требованиям:

- соответствовать метрологически аттестованным значениям активности, свойств и состава материала для уменьшения систематической погрешности измерения;
- быть максимально приближенным по своим физическим свойствам и химическому составу к типичным счетным образцам. Так, например, при измерении твердых проб окружающей среды (почва, грунт, донные отложения) эталонная мера должна быть сыпучей, определенной плотности и той же геометрии, что и измеряемый образец;
- по типу и характеристикам излучения быть близким к составу измеряемых счетных образцов. Эталонный образец сравнения должен содержать в своем составе типичные природные и техногенные радионуклиды (^{232}Th , ^{238}U , ^{40}K , ^{90}Sr , ^{137}Cs) со значениями активности, близкими к исследуемому образцу;
- вид и энергия его излучения должны быть близки к излучению препарата;

- его объем, плотность, материал подложки должны быть те же, что и у измеряемых препаратов;
- скорость счета от радиоактивного эталона должна быть близка к измеряемой от препарата;
- нуклидный состав радиоактивного эталона не должен меняться с течением времени. Это значит, что в нем следует использовать долгоживущие радионуклиды.

При *радиометрических* исследованиях чаще всего используют *образцовые источники*, которые изготавливают по техническим условиям и аттестуют по соответствующему разряду, или готовят радиоактивные эталоны из хлористого калия, азотнокислого уранила и т. п.

В зависимости от назначения образцовые источники аттестуются по следующим характеристикам:

- активности радионуклида в источнике;
- удельной активности радионуклида (отношение активности радионуклида к массе образца);
- объемной активности радионуклида (отношение активности радионуклида к объему образца);
- внешнему ионизирующему излучению (поток ионизирующих частиц или фотонов, выходящих из радиоактивного источника излучения в заданный телесный угол);
- внешнему выходу (число ионизирующих частиц или фотонов данной энергии, испускаемых радиоактивным источником в заданный телесный угол);
- энергии ионизирующих частиц, испускаемых радиоактивным источником;
- собственному энергетическому разрешению радиоактивного источника (полная ширина на половине высоты энергетического распределения ионизирующих частиц, испускаемых источником для соответствующего энергетического перехода);
- мощности эквивалентной дозы.

На практике чаще всего используют *образцовые источники* (кобальт-60; стронций-90; цезий-137 и т.п.), которые изготавливают по техническим условиям и аттестуют по соответствующему разряду. Самостоятельно в лаборатории можно приготовить радиоактивные эталоны из хлористого калия, азотнокислого уранила и т. п.

Приготовление эталона из азотнокислого уранила. Природный уран содержит несколько естественных радиоактивных изотопов, из которых основным является уран-238 с периодом полураспада $4,47 \cdot 10^9$ лет. Уран-238 находится в равновесии с дочерними продуктами. В качестве эталона бета-излучения используется жесткое излучение урана; мягкое бета- и альфа-излучение отфильтровывается слоем алюминиевой фольги (толщиной 0,1 мм).

Эталон готовится чаще всего из раствора азотнокислого уранила путем нанесения нескольких капель раствора на кусочек фильтровальной бумаги, равной по площади измеряемым препаратам. Фильтровальная бумага подсушивается под лампой инфракрасного излучения. Количество нанесенной соли определяется путем взвешивания фильтра до нанесения раствора и после подсушивания. Затем фильтр укладывается на подложку и заклеивается фольгой.

Для дальнейших расчетов предположим, что навеска из азотнокислого уранила составила 0,001 г.

Расчет активности эталона из азотнокислого уранила проводится следующим образом.

1. Определение содержания урана-238 в навеске из азотнокислого уранила. Молекулярная масса азотнокислого уранила $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ равна 502 г. Составляем пропорцию:

$$502 - 238$$

$$0,001 - x;$$

$$x = \frac{0,001 \cdot 238}{502} = 0,0005 = 5 \cdot 10^{-4} \text{ г.}$$

2. Определение числа активных атомов (N) в навеске (по закону Авогадро):
238 г (1 грам-атом) содержит $6,02 \cdot 10^{23}$ атомов

$$5 \cdot 10^{-4} \text{ г} - N \text{ атомов;}$$

$$N = \frac{5 \cdot 10^{-4} \cdot 6,02 \cdot 10^{23}}{238} = 1 \cdot 10^{18} \text{ активных атомов.}$$

3. Расчет истинной активности радиоактивного эталона по формуле:

$$A = N \cdot \lambda,$$

где N - числа найденных активных атомов; λ - постоянная распада урана-238 равная $340^{-16} \text{ мин}^{-1}$.

$$A = 1 \cdot 10^{18} \cdot 3 \cdot 10^{-16} = 300 \text{ расп/мин}$$

$$300 : 60 = 5 \text{ расп/с} = 5 \text{ Бк.}$$

4. Активность приготовленного радиоактивного эталона из азотнокислого уранила равна 5 Бк.

Приготовление эталона из калия-40. Готовят навеску из хлористого калия 250 мг (0,25 г) и находят содержание калия-39 в данной навеске.

1. Молекулярная масса хлористого калия равна 74,6 г. 74,6 г KCl содержит 39,1 г калия-39.

$$0,25 \text{ г KCl} - x$$

$$x = \frac{0,25 \cdot 39,1}{74,6} = 0,131 \text{ г.}$$

2. *Определение калия-40* во взятой навеске. Природный калий содержит 0,0119% радиоактивного калия-40. В 1,0 г калия-39 содержится 0,000119 г калия-40:

$$0,131 \text{ г} - Y$$

$$Y = 0,000119 \cdot 0,131 = 0,000015589 \text{ г} = 1,6 \cdot 10^{-5} \text{ г.}$$

3. Расчет активности эталона из хлористого калия:

$$1 \text{ г калия-40} \text{ дает } 1,5 \cdot 10^7 \text{ расп/мин}$$

$$1,6 \cdot 10^{-5} - A \text{ расп/мин}$$

$$A = 1,6 \cdot 10^{-5} \cdot 1,5 \cdot 10^7 = 240 \text{ расп/мин.}$$

При распаде атомов калия-40 только 88% актов распада сопровождается вылетом бета-частиц. Поэтому бета-активность эталона будет равна 88% от 240, т. е. 211 расп/мин.:

$$A = 211 : 60 = 3,5 \text{ расп/с} = 3,5 \text{ Бк.}$$

4. Активность приготовленного радиоактивного эталона из хлористого калия равна 3,5 Бк.

Радиоактивные эталоны должны быть метрологически аттестованы и иметь свидетельства органов Госстандарта с указанием радионуклидного состава, удельной или объемной активности, погрешности аттестации, сроков годности.

Приборы радиометрического контроля

Радиометр предназначен для получения измерительной информации об активности радионуклида в источнике или образце, производных от нее величинах, о плотности потока и (или) потоке и флюенсе (переносе) ионизирующих частиц.

К радиометрам предъявляют следующие требования:

- прибор должен измерять счетные образцы того агрегатного состояния и размеров, которые получены в результате подготовки проб;
- аппарат должен иметь близкие значения эффективности счета к радионуклидам, которые могут присутствовать в пробе;
- детектируемая активность радиометра должна быть в 3-5 раз меньше предполагаемых измеряемых активностей проб окружающей среды, что повышает достоверность и точность радиометрических измерений (рис. 3.1).

Основной характеристикой радиометров является чувствительность прибора, которая зависит от собственного фона установки и эффективности регистрации блока детектирования.

Некоторые приборы радиометрического контроля, включенные в Государственной реестр средств измерений РФ, представлены в табл. 3.2.



Рис. 3.1. Радиометр УИМ2-1еМ с сцинтиляционным альфа-счетчиком

Таблица 3.2. Приборы радиометрического контроля

Наименование прибора	Контролируемый параметр
Радиометр РИА-01В	Измерение активности, удельной и объемной активности методом альфа-радиометрии в слое твердого сцинтиллятора
Радиометр РКС-08П	Измерение активности, удельной и объемной активности (включая тритий) методом альфа-, бета-радиометрии в слое твердого или жидкого сцинтиллятора
Радиометр РУБ-01116 с низкофонным блоком детектирования БДЖБ-06П	Измерение удельной и объемной активности методом бета-радиометрии в слое твердого сцинтиллятора
Радиометр РКБ4-1eM с блоком БДЖБ-02 (производство прибора прекращено)	Измерение удельной и объемной активности методом бета-радиометрии в слое твердого сцинтиллятора
Радиометр-дозиметр ДКС-96	Комплексный радиационный контроль окружающей среды, рабочих мест, установок и транспортных средств с крупногабаритными грузами
Радиометр-дозиметр ЕЛ-1117	Оперативный и инспекционный радиационный контроль
Альфа-бета-радиометр УМФ-2000	Предназначен для измерения суммарной альфа- и бета-активности природной и питьевой воды
Радиометр загрязненности РЗБ-98	Имеется сигнальное пороговое устройство, в котором звуковая и световая сигнализации срабатывают при превышении установленного уровня загрязненности бета-активными нуклидами
Установка контрольная РЗА-05Д	Высокочувствительный радиометр для определения загрязненности рук альфа-активными веществами
Радиометр КРВП-ЗАБ	Измерение радиоактивности продуктов питания и воды

Наибольшую чувствительность из зарубежных радиометрических приборов имеют: NRR-610 фирмы TESLA и HT-1000 фирмы CANBERRA, из отечественных радиометров: КРВП-ЗАБ и РКБ4-1eM с блоком детектирования БДЖБ-02 и УМФ-2000 (0,02 Бк/л, для α -излучения), позволяющие определить содержание радионуклидов на уровне $3,7 \times 10^{-2}$ - $18,5 \times 10^{-2}$ Бк/кг (л).

Определение уровня собственного радиоактивного фона установки. Наряду с излучением от препарата детектор регистрирует излучения космические и гамма-излучения естественных радионуклидов, находящихся в окружающих предметах,

конструкционных материалах счетчика и защиты. Эти излучения создают так называемый фон установки, под которым понимается скорость счета без радиоактивного препарата.

Для уменьшения фона счетчик устанавливают в помещениях, где не проводятся работы с ионизирующими излучениями, и заключают их в свинцовую камеру - «домик» со стенками толщиной 5 см.

Однако уменьшение фона до нуля с помощью этих мер невозможно, поэтому при каждом измерении определяют величину фона, которую вычитают из показаний счетчика, полученных при подсчете препарата. Время счета радиационного фона установки обычно устанавливается 2000 с. Фон измеряют несколько раз после 5 измерений активности препаратов. При неожиданном возрастании скорости счета необходимо установить его причину и немедленно устранить.

Вычисление статистической ошибки измерения и выбор времени счета от радиоактивного препарата. Показания счетчика за единицу времени могут в некоторой степени колебаться. Это зависит от неравномерности распада атомов в препарате и колебаний (флуктуации) естественного радиационного фона (ЕРФ). Эти колебания имеют особенно большое значение в тех случаях, когда активность препарата сравнительно невелика (скорость счета незначительно превышает скорость счета ЕРФ).

Во избежание подобных ошибок необходимо уметь определять величину возможной ошибки измерения, зависящей от этой причины. Различают абсолютную и относительную ошибки измерения.

Величину абсолютной ошибки можно вычислить по формуле:

$$\Delta N_{абс} = \pm \left(\frac{\sqrt{N_{np}}}{t_{np}} - \frac{\sqrt{N_{\phi}}}{t_{\phi}} \right),$$

$$\Delta N_{абс} = \pm \left(\frac{\sqrt{N_{np}}}{t_{np}} - \frac{\sqrt{N_{\phi}}}{t_{\phi}} \right),$$

где $\Delta N_{абс}$ - величина абсолютной ошибки, имп/с; N_{np} - скорость счета препарата без вычета фона за t_{np} , с; t_{np} - время счета препарата, с; N_{ϕ} - скорость счета от фона за t_{ϕ} , с; t_{ϕ} - время счета фона, с.

Относительная ошибка - это отношение абсолютной ошибки к скорости счета препарата без фона, выраженная в процентах:

$$\Delta N_{отн} = \frac{\frac{\sqrt{N_{np}}}{t_{np}} - \frac{\sqrt{N_{\phi}}}{t_{\phi}}}{N} \cdot 100 ,$$

где N - скорость счета от препарата без фона, имп/с.

В практических условиях для сравнения полученных результатов пользуются относительной ошибкой измерения.

Как видно из приведенных формул, повысить достоверность счета, т. е. уменьшить относительную ошибку, можно путем увеличения активности препарата, увеличения времени счета или уменьшения величины ЕРФ.

Следует иметь в виду, что приведенными формулами можно пользоваться только тогда, когда скорость счета препарата намного больше скорости счета естественного радиационного фона (N_{ϕ}) и последней можно пренебречь.

Наиболее просто изменению подвергается время счета. Поэтому необходимо уметь выбирать оптимальное время счета. Это можно определить с помощью таблицы Бэлла (табл. 3.3).

Таблица 3.3. Определение времени счета радиационного фона и радиоактивного препарата (таблица Бэлла)

K	$\Delta N_{\text{фон}} = 1\%$		$\Delta N_{\text{фон}} = 2\%$		$\Delta N_{\text{фон}} = 3\%$		$\Delta N_{\text{фон}} = 5\%$		$\Delta N_{\text{фон}} = 10\%$	
	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N
1.3	240000	350000	60000	90000	27000	40000	9500	14000	2400	3500
1.5	89000	163500	22000	41000	10000	18000	3600	6500	900	1600
1.7	47000	105000	12000	26000	5000	12000	2000	4000	470	1000
2.0	24000	68000	6000	17000	2700	7600	1000	2700	240	710
3.0	11500	46000	3000	11000	1300	5100	450	1800		
5.0	2000	23000	500	5700	200	2600				
10.0	500	15000	130	4000						

К	$\Delta N_{\text{отн}} = 1\%$		$\Delta N_{\text{отн}} = 2\%$		$\Delta N_{\text{отн}} = 3\%$		$\Delta N_{\text{отн}} = 5\%$		$\Delta N_{\text{отн}} = 10\%$	
	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N	$N_{\text{ф}}$	N
20,0	150	13000								
50,0	34	11900	40	3700	60	1800	80	900	115	450
100,0	11	11200	9	3000	20	1500	20	650	20	230
		10000	3	2800	4	1300	6	540	5	160
				2500		1200	(1,3)	480	(1,5)	130
						1100	(0,4)	450	(0,34)	120
								400		112
										100

Примечание. Ниже линии помешены такие условия счета, при которых значения фона можно не принимать во внимание.

Коэффициент (К) в табл. 3.6.3 находят из соотношения:

$$K = \frac{N_{\text{пробы}}}{t_{\text{пробы}}} ; \frac{N_{\text{фона}}}{t_{\text{фона}}} = \frac{N_{\text{пробы}}}{N_{\text{фона}}} .$$

Пример расчета. Необходимо найти минимальное время счета препарата и ЕРФ для получения результатов с точностью до 10%, если:

$$N_{\text{пробы}} = 75 \text{ имп/мин}; N_{\text{фона}} = 50 \text{ имп/мин}.$$

Формула расчета коэффициента:

$$K = \frac{N_{\text{пробы}}}{N_{\text{фона}}} .$$

Находим:

$$K = \frac{75}{50} = 1,5.$$

Далее в таблице Бэлла находим строку, близкую (или равную) данному значению К. На пересечении этой строки и графы $\Delta N_{\text{отн}} = 10\%$ находим, что минимальное число сосчитанных импульсов фона и препарата без фона должно составлять соответственно 900 и 1600. Поделив эти величины на соответствующие скорости счета в импульсах в минуту, находим минимальное время счета ЕРФ и препарата:

$$t_{\text{ф}} = \frac{900}{50} = 18 \text{ мин (1080 с)}; t_{\text{пробы}} = \frac{1600}{75} = 21,3 \text{ мин (1296 с)}.$$

Определение активности препарата. В паспортных данных радиометров указаны способы определения активности препаратов. Общие сведения о радиометрических измерениях активности описаны в методических указаниях «Государственная система обеспечения единства измерений. Радиометрические измерения радиоактивных препаратов». В документе подробно излагаются нормы и показатели точности, средства, методы, условия выполнения измерений, установление основных метрологических характеристик, измерения исследуемых образцов.

Радиоактивность (активность) исследуемой пробы относительным методом рассчитывается по формуле:

$$A_{\text{пробы}} = \frac{N_{\text{пробы}} - N_{\text{фон}}}{\eta},$$

где $A_{\text{пробы}}$ - активность исследуемой пробы, Бк; $N_{\text{пробы}}$ - скорость счета от исследуемого образца и радиационного фона, имп/с; $N_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп/с; η - чувствительность радиометра к излучению нуклида при принятом расположении образцового источника, имп/с Бк; имп. кг(л)/с Бк.

Чувствительность радиометра к излучению исследуемого нуклида рассчитывают по формуле:

$$\eta = \frac{N_{\text{рад. эталона}} - N_{\text{фон}}}{A_{\text{рад. эталона}}}$$

где η - чувствительность радиометра к излучению нуклида при принятом расположении образцового источника, имп/с

- Бк; имп. кг(л)/с
- Бк; $N_{\text{рад. эталона}}$ - значение скорости счета от образцового источника и радиационного фона, имп/с; $N_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп/с; $A_{\text{рад. эталона}}$ - активность нуклида в образцовом источнике (по паспорту), Бк, Бк/кг или активность приготовленного радиоактивного эталона, Бк.

Относительным методом можно определить активность препаратов любого слоя: тонкого, промежуточного, толстого.

Абсолютный метод. Расчет активности препаратов, Ки; Ки/кг(л) ведут по формулам:

- для препаратов тонкого и промежуточного слоев:

$$A_{\text{пр}} = \frac{N_{\text{пробы}} - N_{\text{фон}}}{2,22 \cdot 10^{12} \cdot W \cdot K};$$

- для проб толстого слоя:

$$A_{\text{пр}} = \frac{3,0 \cdot 10^{-7} (N_{\text{пробы}} - N_{\text{фон}})}{\pi R^2 \cdot W \cdot K \cdot \Delta}$$

где $N_{\text{пробы}}$ - скорость счета от исследуемого образца и радиационного фона, имп/мин; $N_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп/мин; $2,22 \cdot 10^{12}$ - переводной коэффициент из расп/мин в Ки; $3,0 \cdot 10^{-7}$ - эмпирический коэффициент, полученный при математическом выводе формулы; кВ^2 - площадь препарата, см^2 ; W - поправка на геометрические условия измерения препарата (указаны в паспорте радиометра); K - поправка на поглощение излучения в определяющих средах (указаны в паспорте прибора); Δ - слой половинного ослабления препарата мг/ см^2 .

Контрольные вопросы

1. Дайте определение радиометрии. Что можно определить с помощью радиометрических методов исследований?
2. Какие этапы включает радиоактивный анализ препаратов?
3. Какие сведения записывают в рабочем журнале лаборатории при радиометрическом исследовании проб?
4. Что понимают под тонкослойным, промежуточным и толстым слоями препаратов?
5. Какие методы измерения активности препаратов вам известны?
6. Какие требования предъявляют к радиоактивным эталонам?
7. По каким характеристикам аттестуют образцовые радиоактивные эталоны?

8. Какие требования предъявляют к радиометрам?
9. Каким образом проводится определение уровня собственного радиоактивного фона установки?
10. Каким образом проводится выбор времени счета от радиоактивного препарата?
11. Что принимается в расчет радиоактивности исследуемой пробы?

3.1. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОАКТИВНОСТИ ПИЩЕВЫХ ПРОДУКТОВ

Цель занятия: проведение контроля содержания радионуклидов в продуктах питания.

Практические навыки и умения: освоить методы отбора проб пищевых продуктов для радиационного анализа, подготовить и провести радиометрическое исследование отобранных проб.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Ознакомьтесь с этапами радиационного контроля пищевых продуктов.
3. Проведите радиометрические исследования проб пищевых продуктов.
4. Дайте анализ полученным результатам исследованиям.
5. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Растущее с каждым годом применение источников ионизирующих излучений в различных отраслях народного хозяйства при одновременном расширении их номенклатуры требует постоянного радиометрического контроля окружающей среды, в том числе контроля за пищевыми продуктами.

Радиационная обстановка, сложившаяся после аварии на Чернобыльской атомной электростанции (ЧАЭС), потребовала существенного расширения систематического контроля за радиоактивным загрязнением объектов окружающей среды и пищевых продуктов, а в случае необходимости - за содержанием радионуклидов в организме человека. В результате аварии радиоактивному загрязнению достаточно высокой интенсивности подверглись обширные территории, не только прилегающие к ЧАЭС, но и находящиеся на значительном удалении от нее. В настоящее время главным источником поступления в организм человека с пищей является цезий-137 и стронций-90.

Исследование радиоактивности пищевых продуктов проводится в случаях:

- контроля за уровнем облучения всего населения;
- при подозрении на загрязнение радионуклидами продуктов питания.

При проведении радиационного контроля пищевых продуктов выполняют следующие основные этапы:

- отбор проб из партии пищевых продуктов;
- приготовление счетных образцов;
- измерение активности ^{90}Sr и ^{137}Cs в счетных образцах;
- определение соответствия результатов измерений требованиям нормативных документов;
- гигиеническую оценку пищевых продуктов по критерию радиационной безопасности.

Отбор проб пищевых продуктов является начальным этапом радиационного контроля, позволяющим при минимальных затратах времени и средств обеспечить представительность проб, наиболее полно и достоверно характеризующих исследуемую партию продуктов.

Перед отбором проб из партии пищевых продуктов для испытания на содержание стронция-90 и цезия-137 целесообразно выполнить дозиметрический контроль по мощности дозы гамма-излучения с помощью поисковых сцинтилляционных геологоразведочных приборов (СРП-68-01, СРП-88-01Н). При обнаружении превышения

от партии продуктов уровня мощности дозы по сравнению с естественным радиационным фоном поисковыми приборами необходимо уточнить их показания более точными дозиметрами типа ДРГ-01-Т.

Если в результате предварительного дозиметрического контроля партии установлено превышение фонового уровня мощности дозы гамма-излучения, то этот факт должен быть отмечен в акте отбора проб, и перед началом исследования необходимо оценивать источник излучения.

Порядок отбора и количества проб, обеспечивающих представительность пробы контролируемого вида пищевых продуктов, разработан в соответствии с нормативными документами.

При отборе проб учитывают ассортимент продуктов, используемый населением данной местности; возможные основные продукты, содержащие максимальное количество радиоактивного цезия и стронция. Как правило, в перечень продуктов, подлежащих обязательному контролю, включены: *молоко, мясо, рыба, крупы, хлеб, картофель*. Остальные продукты подвергаются исследованию в зависимости от климатогеографических зон и особенностей рациона питания населения. Например, в районе Средней Азии исследуют дополнительно *бахчевые культуры, фрукты*, в Краснодарском крае - *чай, огородную зелень, фрукты и др.* Рекомендуемый объем и частота отбора проб некоторых пищевых продуктов представлены в табл. 3.4.

Таблица 3.4. Рекомендуемый объем и частота отбора проб некоторых пищевых продуктов для контроля содержания суммарной активности бета-излучающих радионуклидов, стронция-90, цезия-137

Вид продукта	Объем, масса пробы	Частота исследований. Районы	
		незагрязненные	загрязненные
молоко, молочные продукты	6 л (кг)	1 раз/квартал	ежемесячно
детское питание	1 л (кг)	1 раз/квартал	ежемесячно
говядина, баранина, оленина	4 кг	2 раза/год	ежемесячно
свинина	4 кг	1 раз/год	ежемесячно
мясо птицы	3 кг	1 раз/год	2 раза/год
рыба (пресноводная, морская в местах отлова)	5 кг	1 раз/год	2 раза/год
крупы, зерновые	3 кг	1 раз/год	1 раз/год
картофель	6 кг	1 раз/год	1 раз/год
пищевая зелень	3 кг	1 раз/год; ежемесячно во II III квартале	
хлеб	3 кг	1 раз/год	2 раза/год

Порядок отбора проб пищевых продуктов включает:

- выделение однородной по радиационному фактору партии продуктов;
- определение числа необходимых для проведения радиационного контроля средних проб;
- отбор точечных проб;
- составление объединенной пробы и формирование из нее средней пробы, которая поступает на лабораторное исследование.

При отборе проб необходимо:

- пронумеровать и обозначить их вид;
- зафиксировать массу (объем) отобранной партии продуктов;
- указать место взятия;
- указать дату, часы, минуты взятия пищевых продуктов;

- указать фамилию, имя, отчество, взявшего пробу, должность.

Отбор проб партии пищевых продуктов

Вид пробы	Место отбора пробы	Масса (объем) пробы	Дата, часы и минуты взятия пробы	ФИО, должность, взявшего пробу	Примечание

Величины точечных проб продуктов и их количество зависят от требуемой величины объединенной пробы; при расфасовке в мелкую потребительскую тару (бутылки, пакеты, пачки и т. п.) эти фасовки рассматривают как точечные пробы.

Из точечных проб составляют объединенную, помещая их в одну емкость и перемешивая. Масса (объем) объединенной пробы должна быть достаточной для формирования средней, но более трехкратного количества. Количество объединенных проб зависит от величины партии.

Для лабораторных исследований из объединенной пробы продукции берут ее часть - среднюю пробу, которая характеризует радиоактивное загрязнение всей партии. Объем (масса) средней пробы, поступающей на лабораторные исследования для определения удельной активности ^{90}Sr и ^{137}Cs , установлен с учетом величины допустимых уровней активности этих радионуклидов в пищевых продуктах, предполагаемых уровней содержания радионуклидов в них и используемых методик выполнения измерений.

Количество средних проб, отбираемых на исследование, зависит от величины (массы, объема) партии того или иного объекта. Отбор проб производят в соответствии с установленными нормами.

Нормы отбора количества средних проб весовых пищевых продуктов

Масса партии продуктов, т	до 0,5	0,51–3,0	3,1–5,0	5,1–10,0	10,1–15,0	15,1–20,0
Число отбираемых на исследование средних проб	1	2	3	5	8	10

Нормы отбора проб штучных продуктов (хлеб, хлебобулочные и сдобные изделия, яйца, плавленые сыры, консервы, фруктовые воды, соки, джемы и т. п.)

Количество в партии продуктов, шт.	до 1000	1001–3000	3001–5000	5001–10000	10000–20000	21001–50000
Количество направляемое на исследование	1%, но не менее 5 шт.	0,7%, но не менее 11 шт.	0,6%, но не менее 22 шт.	0,5%, но не менее 32 шт.	0,4%, но не менее 51 шт.	0,3%, но не менее 81 шт.

Отобранные для исследования жидкие пробы (молоко, молочные продукты, вода и др.) помещают в сухую чистую стеклянную или полиэтиленовую посуду (банки с навинчивающимися пробками, бутылки, флаконы), которую герметически закрывают. При необходимости скоропортящиеся пробы консервируют 40% раствором формалина (1-2 мл/л).

Пробы корнеплодов, клубнеплодов, овощей, фруктов, бахчевых культур помещают в двустенные полиэтиленовые или бумажные мешки и завязывают.

Сыпучие пробы (муку, крупы, макаронные изделия) помещают в мешки из плотного полиэтилена и завязывают.

Пробы с большим содержанием влаги (зелень, ягоды и др.) взвешивают непосредственно после отбора, упаковывают в мешки из плотного полиэтилена и завязывают.

Пробы мяса, субпродуктов, костей, рыбы, птицы во избежание порчи перед упаковкой завертывают в слой марли, смоченной 4-5% раствором формалина, помещают в мешки из плотного полиэтилена и завязывают.

Стекланную, полиэтиленовую посуду, мешки обертывают пергаментной бумагой, обвязывают шпагатом и опечатывают. Каждую пробу снабжают этикеткой, на которой указывают номер, название пробы, дату и место отбора, массу, мощность дозы гамма-излучения от партии и гамма-фон в помещении, где хранятся продукты. В случае высушивания указывают массу сырой и высушенной проб. Этикетку (опись) завертывают в целлофан и упаковывают вместе с пробой.

Упакованные образцы проб размещают в специально приспособленном ящике, перекладывают бумагой или ватой, чтобы обеспечить целостность отправляемого материала. Ящик опечатывают.

На отобранные пробы составляют сопроводительный документ (акт отбора проб) в двух экземплярах.

Один экземпляр акта и опись проб упаковывают вместе с пробами, направляемыми на исследование. Второй остается на предприятии, в торговом учреждении, организации, где производится отбор проб.

В исследовательской лаборатории полученные пробы регистрируют в специальном журнале, форма которого должна соответствовать форме акта отбора проб.

Приготовление препаратов. Молоко. Перед отбором проб молоко в цистернах, флягах и других емкостях тщательно перемешивают. Для приготовления препарата отбирают 500 мл молока. Затем молоко переливают в фарфоровый или стеклянный стакан емкостью 1 л и осторожно выпаривают. Полученный остаток переносят в тигель и прокалывают. Образовавшуюся золу взвешивают, растирают, берут навеску, вносят в измерительную кювету и закрепляют.

Мясо. Отбор проб мяса, внутренних органов сельскохозяйственных животных, предназначенных для продажи населению, проводят на мясокомбинатах, холодильниках и местах реализации продукта. Точечные образцы отбирают от каждой включенной в выборку мясной туши куском массой не менее 200 г из следующих мест: у разреза, против 4-5-го шейных позвонков, в области лопатки, бедра и толстых частей мышц. Образцы от замороженных и охлажденных блоков мяса и субпродуктов (печень, почки, селезенка, легкие и др.) отбирают также целыми кусками массой не менее 0,2 кг. Из полученных точечных проб формируют объединенную пробу не менее 2 кг. Для образования средней пробы (1 кг) мясо тщательно перемешивают, для чего его или нарезают маленькими кусочками ножом (10-15 г), или пропускают через мясорубку. Полученный фарш перемешивают и от него берут навеску 25-30 г. Отобранную среднюю лабораторную пробу помещают в тигель и нагревают на плитке или газовой горелке до растапливания жиров.

В расплавленный жир погружают колпачок из обеззоленного фильтра (широкой частью вниз). Пропитавшийся жиром колпачок поджигают. После сгорания жира тигель с пробой прокалывают в муфеле в течение 30 мин. Полученную золу взвешивают и приготавливают препарат так же, как из молока.

Из костей животных препараты готовят отдельно от препаратов из мяса. От костей отпиливают или отрубают отдельные кусочки массой до 30 г, которые затем сжигают и озоляют. После этого препараты готовят так же, как из проб мяса.

Рыба. Пробы рыбы отбирают из разных мест партии методом случайной выборки. В выборку включают 10% упаковок (бочки, ящики и другую транспортную тару). Из разных мест каждой вскрытой упаковки продукта берут по 3 точечные пробы, из которых в дальнейшем формируют объединенную и среднюю. Для контроля живой, свежей, охлажденной партии отбирают 1-2% рыбы по массе. Исследованию подлежат все виды рыб отдельно.

Точечные пробы от мелких экземпляров рыб отбирают целыми тушками: 6 рыб при массе одного экземпляра от 0,1 до 0,5 кг; 3 рыбы при массе экземпляра от 0,5 до 1 кг. При массе одного экземпляра более 1 кг из трех рыб отбирают пробы около приголовка, средней и предхвостовой частей. Масса объединенной пробы - не менее 1 кг. Величина средней пробы не менее 1 кг, для дорогостоящей рыбы - 0,5 кг. Из отобранной средней лабораторной пробы готовят счетный препарат так же, как из проб мяса.

Пробы крупы, муки и других сыпучих продуктов. Объем проб муки, крупы, макаронных изделий, бобовых культур, орехов, сахара и кондитерских изделий из мешков зависит от количества мешков в партии и определяется в соответствии с нормами отбора проб растениеводства. Масса средней пробы не менее 1 кг. От средней пробы берут навеску 20-25 г и переносят в низкий фарфоровый тигель, который закрывают крышкой и сжигают на плитке или газовой горелке в течение 30 мин. После сжигания тигель с пробой прокачивают при температуре 600-700 °С в течение 30 мин (при этой температуре керамика муфельной печи обычно имеет темно-красный цвет). Образовавшуюся золу взвешивают, растирают в тигле стеклянной палочкой или пестиком, из него берут навеску, вносят в измерительную кювету и закрепляют.

v Из каждой упаковки отбирают 10% от количества продуктов в ней при массе штучных продуктов 0,2-3 кг(л), но с суммарным весом не менее 1 кг и 20% мелких штучных продуктов массой 0,2 кг. В целом величина пробы в этом случае должна составить не менее 1 кг.

Хлеб, булочные и сдобные изделия, не упакованные в потребительскую тару, отбирают от партии (с лотков, из ящиков, мешков и т. п.) как штучные продукты. При мелкой расфасовке хлебобулочных изделий (менее 0,2 кг) от партии отбирают 20% штучных изделий.

Из точечных проб составляют объединенную, которую тщательно перемешивают. Затем отбирают среднюю пробу массой не менее 1 кг(л). Масса объединенной и средней проб чая, кофе, специй составляет не менее 0,5 кг.

Масса средней пробы бутилированной питьевой воды, столовых и минеральных вод промышленного розлива должна быть не менее 2 л.

Продукты специализированного детского, лечебного питания и питания дошкольников и школьников. Продукты детского питания на молочной основе (адаптированные смеси, сухие и жидкие молочные продукты). При расфасовке детского питания в крупную тару в качестве контрольных мест вскрывают 3% упаковок, но не менее двух. От продуктов детского питания, расфасованного в мелкую тару, - 5% упаковок, но не менее трех. Из каждой контролируемой упаковки отбирают 1% от всех штучных продуктов, но не менее одной коробки (банки). Из точечных проб формируют объединенную пробу, из которой отбирают среднюю. Масса средней пробы жидкого продукта 1 кг, сухого - 0,6 кг.

Продукты детского питания на зерновой (крупяной) и плодоовощной основе. Отбор проб производят согласно пункту отбора проб специализированного детского питания.

Продукты детского питания на мясной и рыбной основе. При расфасовке детского питания в качестве контрольных мест вскрывают 10 упаковок, но не менее трех. Из каждой контролируемой упаковки отбирают 10% от всех штучных продуктов, но не менее трех единиц продукции. Из точечных проб формируют объединенную пробу, из которой отбирают среднюю. Масса средней пробы 0,5-1 кг.

Продукты специализированного лечебного питания. Отбор проб осуществляют так же, как для продуктов детского питания.

Продукты дошкольного и школьного питания. Отбор проб производят так же, как при отборе проб обычных продуктов питания.

Пробы готовых блюд (обедов). При исследовании первых блюд пробу взвешивают, переливают в фарфоровый стакан (чашку) и содержимое выпаривают до получения вязкой

консистенции. При выпаривании необходимо часто перемешивать пробу, чтобы избежать ее подгорания.

После выпаривания всю пробу взвешивают и растирают в ступке до однородного состояния. Затем отбирают среднюю лабораторную пробу массой 20-30 г.

При исследовании вторых блюд несъедобные части удаляют, пробу растирают в ступке или измельчают ножом. После перемешивания отбирают среднюю лабораторную пробу массой 20-30 г. Дальнейшее приготовление препарата проводится так же, как из проб сыпучих материалов.

Метод термического концентрирования пищевых продуктов растительного и животного происхождения. Навеску пробы продукта 0,5-1 кг сырого веса (в зависимости от величины коэффициента озоления), прошедшую первичную подготовку, поместить в сушильный шкаф и высушить при температуре 100-120 °С. Сухую пробу перенести в фарфоровые чашки и нагревать на электроплитке или под инфракрасной лампой до полного обугливания. Затем пересыпать ее в тигли или чашки меньшего размера и озолить в муфельной печи при температуре 600-700 °С. Пробу взвесить, растереть в фарфоровой ступке и навеску 10-15 г золы поместить в измерительную кювету.

Значение коэффициентов озоления пищевых продуктов и масса пробы для радиометрического и спектрометрического анализа представлены в табл. 3.5.

Таблица 3.5. Значение коэффициентов озоления пищевых продуктов и масса (объем) пробы для радиометрического и спектрометрического анализа

Продукты	Коэффициент озоления, г/кг(л)	Масса * (объем) пробы, взятой для исследования, кг(л)	Продукты	Коэффициент озоления, г/кг(л)	Масса * (объем) пробы, взятой для исследования, кг(л)
молоко, молоко сухое	7 9	1,0	крупы	12 27	0,5
овощи (картофель, капуста)	8 12	1,0	мясо, рыба	15 30	0,5
хлеб пшеничный, ржаной, мука	12 17	0,5	зелень	15 20	0,5
зерновые	22 40	0,5			

* Масса пробы в измерительной кювете 10-15 г.

Коэффициент обработки ($K_{обр}$) пробы рассчитывают по формулам: Для препаратов тонкого и промежуточных слоев (твердых, жидких проб) методом озоления:

$$K_{обр} = \frac{M_{зол}}{M_{пр} \cdot M_{пробы}} ; K_{обр} = \frac{M_{зол}}{M_{пр} \cdot V_{пробы}} ,$$

где $M_{зол}$ - масса зольного остатка, мг; $M_{пр}$ - масса препарата, мг; $M_{пробы}$ - масса пробы, взятой для исследования, кг; $V_{пробы}$ - объем пробы, взятой для анализа, л.

Для толстослойных препаратов коэффициенты перехода обработки для любых проб, подвергшихся термическому или другому виду концентрирования:

$$K_{обр} = \frac{M_{зол}}{10^3 \cdot M_{пробы}} ; K_{обр} = \frac{M_{зол}}{10^3 \cdot V_{пробы}} ,$$

где $M_{зол}$ - масса зольного остатка, г; $M_{пробы}$ - масса пробы, взятой для исследования, кг; $V_{пробы}$ - объем пробы, взятой для анализа, л; 10^3 - пересчетный коэффициент.

Концентрирование пищевых продуктов животного происхождения методом кислотного озоления. Методика предназначена для перевода в раствор проб мяса, молока и молочных продуктов растительных и животных жиров, продуктов их переработки и основана на полной минерализации проб концентрированной азотной кислотой и перекисью водорода при нагревании. Масса (объем) пробы - 0,5-1,0 кг(л).

Расчет удельной (объемной) активности приготовленных препаратов относительным методом. Измерение скорости счета от препаратов проводится на радиометрах. По полученным результатам рассчитывают удельную (объемную) радиоактивность проб по формуле:

$$A_{\text{уд. (объем.) пробы}} = \frac{(N_{\text{пробы}} - N_{\text{фон}}) \cdot 1000}{\eta \cdot p},$$

где $A_{\text{уд. (объем.) пробы}}$ - удельная (объемная) активность исследуемой пробы, (Бк/кг, Бк/л, Бк/м³); $N_{\text{пробы}}$ - скорость счета от исследуемого образца и радиационного фона, имп/с; $N_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп/с; $N_{\text{радиэтало́на}}$ - значение скорости счета от образцового источника и радиационного фона, имп/с; p - масса препарата, взятого для анализа, г, мл; 1000 - пересчетный коэффициент;

Чувствительность радиометра к излучению исследуемого радионуклида рассчитывают по формуле:

$$\eta = \frac{N_{\text{рад. этало́на}} - N_{\text{фон}}}{A_{\text{рад. этало́на}}},$$

где η - чувствительность радиометра к излучению нуклида при принятом расположении образцового источника, имп/с х Бк; имп. кг(л, м³)/с х Бк; $N_{\text{радиэтало́на}}$ - значение скорости счета от образцового источника и радиационного фона, имп/с; $N_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп/с; $A_{\text{рад. этало́на}}$ - активность нуклида в образцовом источнике (по паспорту), Бк/кг, Бк/л или активность приготовленного радиоактивного эталона.

Радиационная безопасность продуктов питания определяется их соответствием «Гигиеническим требованиям безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов» - СанПиН 2.3.2.1078-01.

Радиационный контроль пищевых продуктов производится в соответствии с требованиями закона «О радиационной безопасности населения» и «Правилами проведения сертификации пищевых продуктов и продовольственного сырья».

Оценка уровней содержания в продуктах питания радиоактивных веществ проводится с учетом вклада исследуемого пищевого продукта в рацион населения и величины допустимого годового поступления радионуклидов в соответствии с приложением П-2 норм радиационной безопасности (НРБ-99).

При разработке допустимых уровней удельной активности радионуклидов в пищевых продуктах основываются на следующих положениях.

Годовая эффективная доза облучения у населения от техногенных источников не должна превышать 1 мЗв/год.

Соответствующие пределы поступлений радионуклидов с пищей составляют для ⁹⁰Sr - 3,6-10⁴ Бк/год и 100 Бк/сут; для ¹³⁷Cs - 7,7-10⁴ Бк/год и 210 Бк/сут.

Для расчета в настоящее время принят единый для всех административных образований России рацион с массой 1860 г/сут и учтены реальные уровни загрязнения пищевых продуктов стронцием-90 и цезием-137.

Допустимые удельные активности цезия-137 и стронция-90 в основных пищевых продуктах представлены в табл. 3.6.

Таблица 3.6. Допустимые удельные активности цезия-137 и стронция-90 в пищевых продуктах (СанПин 2.3.2.1078-01)

Группа продуктов	Допустимые уровни, Бк/кг, Бк/л		Примечание
	Цезий-137	Стронций-90	
мясо	160	50	без костей
оленина, мясо диких животных	320	100	без костей
кости	160	200	(все виды)
мясо птицы	180	80	в том числе полуфабрикаты
яйца и жидкие яичные продукты (меланж, белок, желток)	80	50	
молоко, сливки сырые и термически обработанные, жидкие кисломолочные продукты, в т.ч. йогурт, сметана, напитки на молочной основе	100	25	
масло коровье	200	60	
масло растительное	60	80	все виды
рыба живая, рыба свежая, охлажденная, мороженая, фарш, филе, мясо морских млекопитающих	130	100	
зерно продовольственное, в т.ч. пшеница, рожь, тритикале, овес, ячмень, просо, гречиха, рис, кукуруза, сорго	70	40	
семена зернобобовых, в т.ч. горох, фасоль, маш, чича, чечевица, нут	50	60	
крупа, толокно, хлопья	50	30	

Продолжение таблицы 3.6

Группа продуктов	Допустимые уровни, Бк/кг, Бк/л		Примечание
	Цезий-137	Стронций-90	
макаронные изделия	60	30	
хлеб, булочные и сдобные изделия	40	20	
Мучные кондитерские изделия	50	30	
бараночные, сухарные изделия, хлебные палочки, соломка и др.	50	30	
сахар	140	100	
сахаристые кондитерские изделия	160	100	карамель, конфеты глазурированные и неглазурированные, помадные, сбивные, грильяжные, пралиновые, марципаповые, фруктово-ягодные, ирис, халва, пастила, зефир, мармелад, желейные изделия
шоколад и изделия из него	140	100	
мед	100	80	
свежие и свежемороженые овощи, картофель, бахчевые, фрукты, ягоды, грибы			
картофель	120	40	
овощи, бахчевые	120	40	
фрукты, ягоды, виноград	40	30	
ягоды дикорастущие	160	60	

Окончание таблицы 3.6

Группа продуктов	Допустимые уровни, Бк/кг, Бк/л		Примечание
	Цезий-137	Стронций-90	
сухие овощи, картофель, фрукты, ягоды, грибы			
картофель	600	200	
овощи, бахчевые	600	200	
фрукты, ягоды, виноград	200	150	
ягоды дикорастущие	800	300	
грибы	2500	250	
консервы грибные	500	50	
консервы овощные	120	40	
соки, напитки	40	30	
концентраты	1200	240	
джемы, варенье, повидло, конфитюры, сиропы, плоды и ягоды, протертые с сахаром и др. плодово-ягодные концентраты с сахаром	80	70	
специи и пряности сухие	200	100	
орехи	200	100	
чай	400	200	черный, зеленый, плиточный
кофе	300	100	в зернах, молотый, растворимый
напитки безалкогольные, в том числе и искусственно минерализованные	70	100	
напитки брожения	70	100	
пиво, вино, водка, слабоалкогольные и другие спиртные напитки	70	100	

Гигиеническая оценка радиоактивности проб. Определение соответствия пищевых продуктов критериям радиационной безопасности используется показатель соответствия B и погрешность его определения - ΔB , значения которых рассчитывают по результатам измерений удельной активности стронция-90 и цезия-137 - $A_{уд}$ в пробе: $A_{уд}$ - измеренное значение удельной активности радионуклида в пробе; H - допустимый уровень удельной активности радионуклида в испытуемом продукте; A - абсолютная доверительная ($P = 0,95$) погрешность измерения удельной активности.

$$B = (A_{уд}/H)_{Sr} + (A_{уд}/H)_{Cs};$$

$$\Delta B = \sqrt{(A/H)^2_{Sr} + (A/H)^2_{Cs}}.$$

В зависимости от результатов измерений принимаются следующие решения:

• пищевые продукты должны признаваться соответствующими критерию радиационной безопасности, если:

$$B + \Delta B \leq 1 \quad (1);$$

• пищевые продукты должны признаваться несоответствующими критерию радиационной безопасности, если:

$$B - \Delta B > 1 \quad (2);$$

• пищевые продукты нельзя признать соответствующими критерию радиационной безопасности при:

$$B + \Delta B > 1 \quad (3).$$

Однако если при этом:

$$B - \Delta B \leq 1 \quad (4),$$

то следует иметь в виду, что при проведении более точных измерений (т.е. при уменьшении значения ΔB) существует вероятность получить вместо соотношения (3) условие (1). Тогда может оказаться, что по результатам более точных измерений *данные пищевые продукты* могут быть признаны *соответствующими* критерию безопасности.

Пример. Проведите радиометрическое исследование ржаного хлеба. Рассчитайте суммарную удельную радиоактивность пробы, если для приготовления толстослойного препарата взято 100 г хлеба, число импульсов от пробы $N_{\text{хлеба}}$ - 1,4 имп/с, $N_{\text{фона}}$ - 0,5 имп/с, $N_{\text{рад. эталона}}$ - 1,5 имп/с. Активность радиоактивного эталона $A_{\text{рад. эталона}}$ - 5,0 Бк/кг.

Решение. В протоколе необходимо отметить общие положения порядка отбора проб пищевых продуктов (хлеба), количество отбираемых буханок хлеба из партии продукта, навеску пробы продукта для дальнейшего термического концентрирования в сушильном шкафу и озоления препарата в муфельной печи.

Например. Если количество в партии до 1000 шт. буханок хлеба, то количество, направляемое на исследование, должно быть 1%, но не менее 5 шт « 4 кг. Масса пробы для высушивания в сушильном шкафу должна составлять 0,5 кг, при коэффициенте озоления 12-17 г/кг.

Расчет удельной радиоактивности хлеба:

$$\eta = \frac{N_{\text{рад. эталона}} - N_{\text{фон}}}{A_{\text{рад. эталона}}} = \frac{1,5 - 0,5}{5} = 0,2;$$

$$A_{\text{уд. хлеба}} = \frac{(N_{\text{проба}} - N_{\text{фон}}) \cdot 1000}{\eta \cdot \rho} = \frac{(1,4 - 0,5)}{0,2 \cdot 100} = 45 \text{ Бк/кг.}$$

Нормативы удельной радиоактивности хлеба, булочных изделий и сдобных изделий по ^{90}Sr и ^{137}Cs включены в единые медико-биологические требования к пищевому продовольствию «Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов» (СанПиН 2.3.2.1078-01), в которых регламентированы допустимые уровни в хлебе цезия-137 - 40 Бк/кг, стронция-90 - 20 Бк/кг.

Ответ. Удельная радиоактивность хлеба, загрязненного радионуклидами неизвестного состава, составляет 45 Бк/кг, что превышает допустимые уровни, регламентированные в СанПиН 2.3.2.1078-01 по цезию-137 и стронцию-90.

Необходимый план дальнейших действий.

- Запретить данную партию хлеба для употребления в пищу.
- Провести спектрометрические исследования партии хлеба для идентификации радионуклидов, в том числе ^{90}Sr и ^{137}Cs .
- Предусмотреть возможность дезактивации продукта.
- После дезактивации партии хлеба провести повторные радиометрические исследования.
- Дать окончательное заключение о пригодности партии хлеба для употребления в пищу.

Метод радиохимического анализа проб. Одним из широко распространенных способов идентификации изотопов в пробах внешней среды и биологических средах организма наряду с радиометрическими и спектрометрическими исследованиями является радиохимический метод. Идентификация радионуклидов представляется чрезвычайно важной и сложной задачей. Дело в том, что специалистам необходимо знать не просто суммарную величину активности тех или иных сред, но и конкретный радионуклидный состав, который ее обуславливает.

Радиохимические исследования достаточно трудоемки и длительны, но иногда оказываются единственно возможными, позволяющими с большой точностью идентифицировать радионуклидный состав при минимальной величине активности отобранных проб, особенно тех элементов, у которых отсутствует гамма-излучение.

Радионуклиды, как и любые стабильные химические элементы, присутствуют в природе большей частью не в чистом виде, а в составе различных химических соединений (солях, окислах, органических веществах и т. д.). Каждому из них присущи свои физико-химические свойства, особенности поступления в организм, характер взаимодействия. Они обладают разной способностью всасываться, распределяться в организме, откладываться в органах и тканях, выделяться. Иначе говоря, каждому присущ свой метаболизм. Кроме того, радионуклиды обладают разным видом, спектром и энергией излучения, химической токсичностью и т. п. Одни радионуклиды, поступив, например, в желудочно-кишечный тракт, ведут себя индифферентно, не всасываются и, принеся известный вред, через одни-двое суток выводятся из организма. Другие, такие как цезий, стронций, являясь щелочными или щелочноземельными элементами и обладая свойствами важнейших минеральных составляющих живой ткани (натрий, калий, кальций, магний), наоборот, хорошо всасываются, откладываются в органах и тканях, медленно выводятся из организма, длительно облучая его.

Таким образом, нормирование концентраций тех или иных радионуклидов в различных природных и иных средах осуществляется, как правило, для каждого радионуклида и даже конкретно того или иного изотопа. Этим и объясняется необходимость знания активности (вклада) каждого отдельного радионуклида в пробе, формы его химического соединения, тем более, если загрязнение среды произошло искусственными элементами в результате, например, радиационной аварии.

Радиохимические исследования препаратов состоят из следующих стадий:

- отбора проб;
- внесения носителей и минерализации проб;
- выделения радионуклидов;
- очистки выделенных радионуклидов от посторонних и сопутствующих элементов;
- идентификации и проверки радиохимической чистоты;
- определения химического выхода изотопа;
- приготовления растворов носителей;
- радиометрического или спектрометрического анализа. Радиохимическое определение стронция-90 и цезия-137 изложено в методических указаниях: «Стронций-90. Определение в пищевых продуктах»; «Цезий 137. Определение в пищевых продуктах».

Контрольные вопросы

1. Какими радиоактивными веществами в настоящее время могут быть загрязнены пищевые продукты?
2. В каких случаях и какие основные этапы проводят при радиационном контроле пищевых продуктов?
3. Какие основные этапы отбора проб продуктов вы знаете?
4. Перечислите порядок отбора проб пищевых продуктов.
5. Каковы правила упаковки и транспортировки отобранных проб пищевых продуктов?
6. Назовите правила приготовления препаратов для радиометрического исследования пищевых продуктов?
7. Какие методы концентрирования пищевых продуктов вам известны?
8. Каким образом проводят идентификацию радионуклидов в пищевых продуктах радиохимическим методом?

3.2. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОАКТИВНОСТИ ВОДЫ

Цель занятия: проведение контроля радиационной безопасности природной воды.

Практические навыки и умения: освоить методы отбора проб воды для радиационного анализа, подготовить и провести радиометрическое исследование отобранных проб.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Ознакомьтесь с этапами отбора проб воды, биологических объектов и донных отложений.
3. Проведите радиометрические исследования проб.
4. Проанализируйте полученные результаты исследований.
5. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Радиоактивные вещества могут поступать в воду открытых и закрытых водоемов из почвы, грунта, воздуха вместе с осадками, а также с отходами, содержащими радиоактивные вещества.

С гигиенической точки зрения содержащиеся в воде радиоактивные вещества разделяются на естественные и искусственные. Естественные радиоактивные вещества в воде содержатся в виде солей ^{40}K , урана, радия, тория, радона и др. Искусственные радиоактивные вещества представлены главным образом ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{137}Cs и разнообразными радиоактивными изотопами, попадающими в воду с отходами предприятий и учреждений, применяющими источники ионизирующих излучений.

Следует отметить, что многие радиоактивные изотопы, такие как ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{137}Cs и другие, способны накапливаться в растительных и животных организмах, обитающих в воде. Поэтому исследование проб воды открытых водоемов обязательно сопровождается определением активности водной растительности, животных и донных отложений. Характер дальнейших исследований проб зависит от поставленной задачи и предполагаемой загрязненности воды радиоактивными веществами.

Оценка радиоактивности воды включает следующие этапы гигиенической экспертизы:

- санитарно-топографическое обследование водоемисточника;
- дозиметрические измерения на месте;
- отбор проб воды, планктона, бентоса и донных отложений;
- радиометрические, радиохимические и спектрометрические исследования отобранных проб в лаборатории;
- анализ полученных результатов и расчет доз облучения населения обследуемой местности в районе размещения источника воды.

Санитарно-топографическое обследование водоисточников проводится по картам санитарного описания и имеет целью определение условий загрязнения источника воды радиоактивными веществами. При этом необходимо учитывать гидрогеологические, топографические особенности местности, характер потенциальных радиоактивных источников загрязнения, расстояние от места загрязнения до пункта отбора пробы воды, дебит водоема и т. п.

Дозиметрическим обследованиям на месте подвергается береговая полоса, заливаемая пойма, участки с застоявшейся водой. Дозиметрические измерения по линиям разреза водоема (реки) может дать представление о загрязненности радионуклидами отдельных слоев, притоков, струй и т. п. Для дозиметрических исследований применяют дозиметры, приборы (СРП-68-01, СРП-88Н), датчики которых при измерении дозы погружают в исследуемую воду водоемов.

Дозиметрические измерения на месте дают только ориентировочные величины, однако эти сведения полезны тем, что по ним можно составить представление о степени радиоактивного загрязнения воды и его распределении. В соответствии с данными санитарно-топографического обследования и дозиметрических измерений на месте намечают пункты отбора проб.

Отбор проб воды. При наличии источника загрязнения пробы из открытого водоема отбирают по следующей схеме:

- выше спуска сточных вод (контрольный пункт);
- непосредственно ниже места их спуска на разных расстояниях по течению (0,25; 0,5; 1 км).

В каждом пункте пробы отбирают в нескольких точках (у берега и посередине), обычно на глубине 0,5 м. В глубоких водоемах пробы отбирают с разных глубин. Пробы из водоемов, шахтных колодцев отбирают при помощи батометров со сменными бутылками или полиэтиленовым ведром с последующим переводом через пластмассовую или полиэтиленовую воронку в емкость для хранения или транспортировки воды. У места спуска сточных вод и пунктах водозабора отбирают среднесуточные пробы, а при необходимости организуют динамическое наблюдение.

Воды *колодцев*, как правило, в той или иной мере аэрированы, взаимодействуют со стенками колодца, часто содержат несвойственные подземным водам соединения из-за присутствия посторонних предметов, хлорирования и т. п.

В случае отбора проб подземных вод из *скважин* непосредственно перед пробоотбором необходима тщательная предварительная прокачка скважины (не менее 2-3 объемов столба воды в скважине). Пробу отбирают на устье скважины до поступления в резервуары или разводящие сети.

Отбор проб из действующего водопровода производится после 10-минутного спуска воды при полностью открытом кране. В том случае, если водопровод находится на консервации (например, в зимний период в лагерях), пробы отбирают после спуска воды в течение часа и более в зависимости от дальности точки водозабора от насосной станции.

Емкость, куда отбирают и в которой хранят воду, не должна являться источником загрязнения пробы посторонними веществами или утраты ее отдельных компонентов вследствие взаимодействия с материалом сосуда, испарения. Предпочтительно использовать емкости из полиэтилена, фторопласта или поликарбонатных полимеров с герметичными винтовыми пробками из тех же материалов или с изопреновыми прокладками.

Непосредственно после отбора в сосуд с пробой добавляют консервант (азотную кислоту) из расчета 10 мл концентрированной кислоты на 1 л пробы, достигая $pH < 1$.

Максимальная продолжительность хранения пробы с консервантом не должна превышать двух недель; при этом пробу хранят в темноте при температуре 3-7 С. Необходимо по возможности сократить время от отбора до измерения пробы.

В исключительных случаях можно обойтись без консервантов, однако интервал между отбором и анализом пробы не должен превышать 1-2 сут.

Емкости с отобранными пробами должны быть четко промаркированы и доставлены в лабораторию в возможно короткие сроки.

В рабочем журнале фиксируют номер пробы, дату, место и условия отбора, внешний вид воды, количество и тип консерванта, фамилию лиц, отбравших пробы. Для радиометрических и спектрометрических исследований берут не менее 2 л воды, для радиохимического анализа - 10 л.

Донные отложения берут с помощью стратометра, планктон отлавливают специальными сетками, бентос соскабливают при помощи ножа. Рыбу отлавливают обычным путем. Отобранные пробы консервируют в 4-5% растворе формалина.

Подготовка водных проб к измерениям. Исследуемую пробу воды тщательно перемешивают, отмеряют мерным цилиндром 1 л и переводят в термостойкий стакан, который устанавливают на электрическую плиту и выпаривают при температуре не выше 90 °С (чтобы не допустить потерь радионуклидов из-за капельного уноса) до объема 100-150 мл.

Затем на плиту устанавливают кварцевую или фарфоровую чашку с гладкой полусферической внутренней поверхностью, заполняют пробой не более чем на 2/3 объема и продолжают кипячение пробы. По мере упаривания раствора его порциями пополняют из стакана, смывая при этом образующийся на стенках чашки осадок к центру. Стенки стакана, в котором проводилось первичное упаривание, обмывают 20-30 мл горячей 1М соляной кислотой и добавляют в чашку к основному раствору. Раствор в чашке доводят до объема 50 мл, затем снимают с плитки, дают пробе остыть, осторожно добавляют 1 мл серной кислоты для сульфитации солей, вновь устанавливают чашку на плиту и, не допуская разбрызгивания пробы, выпаривают до полного отгона паров серной кислоты.

Не рекомендуется выполнять заключительную стадию упаривания непосредственно в измерительной кювете, так как выпадение разных солей из раствора в осадок происходит последовательно, и в ней образуется многослойный препарат с неравномерным распределением радионуклидов, что приводит к значительным погрешностям в результатах измерений, особенно суммарной α -активности.

Сухой остаток пробы переносят в муфельную печь и прокаливают в течение 1 ч при температуре 350 °С, затем дают остыть.

Шпателем или скребком из нержавеющей стали тщательно снимают сухой остаток водной пробы со стенок чашки. Затем фарфоровым пестиком дотирают осадок до однородной порошковой массы (дотирка необходима для разрушения крупинки солей и гомогенизации осадка), после чего осадок аккуратно переносят в чистую сухую кювету, предварительно пронумерованную и взвешенную.

В фарфоровую чашку с пестиком добавляют несколько миллилитров растворителя (этилового спирта или ацетона), снимая со стенок чашки и поверхности пестика остатки осадка, затем раствор переливают в кювету, смачивая при этом всю массу сухого остатка пробы. Эту операцию можно повторить 2-3 раза. Растворитель при этом должен покрывать всю поверхность осадка в кювете. Кювету устанавливают на строго горизонтальную поверхность и высушивают под лампой или в естественных условиях до получения ровного однородного слоя. Кювету с высушенным осадком взвешивают и передают на измерения.

В рабочем журнале фиксируют номер анализируемой пробы и номер кюветы, исходный объем водной пробы, отобранный для упаривания, массу сухого остатка в измерительной кювете и его поверхностную плотность (отношение массы осадка к площади кюветы, г/см²).

В случае, если в кювету вошел не весь полученный при выпаривании остаток, фиксируют его относительную долю от полной массы.

При продолжительном хранении сухие остатки водных проб рекомендуется помещать в эксикатор или бюксы с притертыми пробками, чтобы избежать увлажнения.

Указанный способ подготовки проб исключает возможность измерения легколетучих радионуклидов - радиоактивного I, ^3H . Кроме того, при упаривании пробы и последующей термической обработке сухого остатка полностью удаляется ^{222}Rn , а через 3-4 ч распадаются его короткоживущие продукты - ^{214}Pb , $^{214,218}\text{Po}$, ^{214}Bi . Поэтому препарат водной пробы должен быть измерен через 2-4 ч после окончания обжига в муфельной печи, но не более чем через 10-15 ч. В этот промежуток времени влияние Rn и продуктов его распада будет минимальным. Повторное измерение сухого остатка через 20-30 сут. может дать значительно более высокую скорость счета, чем при первом измерении, что является признаком присутствия значительных количеств ^{226}Ra в исследуемой пробе.

Подготовка контрольных проб (КП). Контрольные пробы должны быть максимально приближены к измеряемым препаратам по таким показателям как: насыпная плотность; эффективная атомная масса; суммарный спектр α и β -излучения.

Необходимый набор КП включает:

1) контрольную пробу с аттестованной активностью β -излучающих радионуклидов со средней энергией излучения в интервале 400-450 кэВ (КП «БЕТА»). Такое значение средней энергии бета-излучения наиболее вероятно для природной воды.

В качестве контрольной пробы, отвечающей указанным требованиям, можно использовать химически чистую сухую соль К (сульфат калия), растертую до крупности около 200 меш¹. Такой образец сравнения негигроскопичен, химический состав и эффективная атомная масса его близки к измеряемым пробам (в виде сульфатов после выпаривания).

2) контрольную пробу с аттестованной активностью α -излучающих радионуклидов, например ^{239}Pu (КП «АЛЬФА»). В качестве наполнителя целесообразно использовать сухую химически чистую соль Са (сульфат кальция). Удельная активность контрольной пробы должна обеспечивать необходимый статистический набор импульсов в течение 15-20 мин, не искажая при этом результаты измерений из-за просчетов установки. Исходя из этих предпосылок, ориентировочный уровень удельной активности контрольных проб должен находиться в пределах 20-30 Бк/г.

В случае существенного (15-20%) различия в эффективных атомных массах анализируемой пробы и стандарта в результате измерения α -активности необходимо вносить поправочный коэффициент, равный квадратному корню из отношения значений эффективных атомных масс W^{\wedge}/W^{\wedge} .

Приготовление и аттестацию насыпных контрольных проб выполняют в специализированных лабораториях. Погрешность аттестации не должна превышать 5%.

Расчет удельной активности приготовленных препаратов воды.

Удельную радиоактивность воды рассчитывают по формуле:

$$A_{\text{уд. воды}} = \frac{(N_{\text{пробы}} - N_{\text{фон}}) \cdot 1000}{\eta \cdot m}$$

где $A_{\text{уд. воды}}$ - удельная (объемная) активность исследуемой пробы воды, Бк/л; $N_{\text{пробы}}$ - скорость счета от исследуемой воды и радиационного фона, имп/с; $N_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп/с;

Меш - количество отверстий в сите на 1 см .

m - количество воды, взятого для анализа, мл; η - чувствительность радиометра к излучению нуклида при принятом расположении образцового источника, имп. л/с х Бк.

$$\eta = \frac{N_{\text{рад. эталона}} - N_{\text{фон}}}{A_{\text{рад. эталона}}},$$

где $N_{\text{р\acute{d}этало\text{н}а}}$ - значение скорости счета от образцового источника и радиационного фона, имп/с; VN - скорость счета от радиационного фона, имп/с; $A_{\text{р\acute{d}этало\text{н}а}}$ - активность нуклида в образцовом источнике (по паспорту), Бк/л.

Радиационная безопасность питьевой воды определяется ее соответствием нормативам по показателям общей альфа- и бета-активности, представленным в табл. 3.7.

Таблица 3.7. Общая суммарная радиоактивность питьевой воды (из СанПиП 2.1.4.1074–01)

Показатели	Единицы измерения	Нормативы	Показатель вредности
Общая суммарная альфа-радиоактивность	Бк/л	0,1	радиационный
Общая суммарная бета-радиоактивность	Бк/л	1,0	радиационный

Метод определения суммарной удельной альфа- и бета-активности радионуклидов в солевом остатке проб воды представлены: в ГОСТе 51730-2001. Вода питьевая. «Метод определения суммарной удельной альфа-активности радионуклидов»; в методических указаниях (МУ 2.6.1.1982-05) «Радиационный контроль и гигиеническая оценка источников питьевого водоснабжения и питьевой воды по показателям радиационной безопасности. Оптимизация защитных мероприятий источников питьевого водоснабжения с повышенным содержанием радионуклидов».

Идентификация присутствующих в воде радионуклидов и измерение их индивидуальных концентраций проводится при превышении нормативов общей активности. Для этого необходимо провести спектрометрические или радиохимические исследования. Оценка обнаруженных концентраций проводится в соответствии с нормами радиационной безопасности (НРБ-99).

При содержании природных и искусственных радионуклидов в питьевой воде, создающих эффективную дозу меньше 0,1 мЗв в год, не требуется мероприятий по снижению ее радиоактивности. Этому значению дозы при потреблении двух литров воды в сутки соответствуют средние значения удельной активности за год (уровни вмешательства - УВ), приведенные в приложении П-2, НРБ-99. При совместном присутствии в воде этих радионуклидов должно выполняться условие:

$$\sum(A_i/УВ_i) \leq 1,$$

где A_i - удельная активность i -го радионуклида в воде; $УВ_i$ - соответствующий уровень вмешательства.

При невыполнении указанного условия защитные действия должны осуществляться с учетом принципа оптимизации.

Для предварительной оценки соответствия питьевой воды критериям радиационной безопасности используются измеренные значения удельной общей альфа- (A_a), бета-активности (A_p) и абсолютные погрешности их определения A_a и A_p

Для питьевой воды подземных источников водоснабжения одновременно с измерениями общей альфа- и бета-активности необходимо определять содержание радона. Результатом измерения является измеренное значение удельной активности радона ($A_{\text{Кп}}$) и абсолютная погрешность его определения AR_n .

Вода соответствует требованиям НРБ-99, если одновременно выполняются следующие условия:

$$A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} \leq 0,1 \text{ Бк/кг};$$

$$A_{\beta} + \Delta_{\beta} \leq 1,0 \text{ Бк/кг};$$

$$A_{Rn} + \Delta_{Rn} \leq 60 \text{ Бк/кг}.$$

Если превышен один или оба показателя общей альфа или бета-активности, необходимо выполнить радионуклидный анализ.

Рекомендованная последовательность радионуклидного анализа воды в зависимости от измеренных уровней общей альфа или бета-активности, позволяющая свести к минимуму непроизводительные затраты и оптимизировать исследования при радиационном контроле приведена в табл. 3.8.

Таблица 3.8. Рекомендованная последовательность радионуклидного анализа в зависимости от измеренных уровней общей альфа- и бета-активности воды

№	Измеренные уровни суммарной α - и β -активности, Бк/кг	Контролируемые радионуклиды	Примечания
1	$A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} \leq 0,1$ $A_{\beta} + \Delta_{\beta} \leq 1,0$	Радионуклидный состав не контролируется	
2	$0,1 < A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} \leq 0,20$ $A_{\beta} + \Delta_{\beta} \leq 1,0$	Сокращенный: ^{210}Po , ^{210}Pb	<p>Проверяется выполнение условия: вода признается соответствующей критерию радиационной безопасности, если</p> $\sum \frac{A_i}{УВ_i} + \sqrt{\sum \left(\frac{\Delta A_i}{УВ_i}\right)^2} \leq 1,$ <p>где A_i — измеренная удельная активность i радионуклида в воде, включая ^{222}Rn; $УВ_i$ — соответствующий уровень вмешательства ($УВ^{2023}$) согласно приложению П-2 НРБ-99; ΔA_i — абсолютная погрешность измерения удельной активности i радионуклида.</p> <p>При выполнении условия для дальнейшего мониторинга питьевой воды рекомендуется установление местных контрольных уровней для данного водоисточника по общей α- и (или) β-активности, гарантирующих непревышение уровня дозы 0,1 мЗв/год.</p> <p>При невыполнении условия необходимы дальнейшие исследования воды с целью определения годового поступления радионуклидов.</p>

Продолжение таблицы 3.8

№	Измеренные уровни суммарной α - и β -активности, Бк/кг	Контролируемые радионуклиды	Примечания
			При обнаружении в воде действующих источников водоснабжения стабильного присутствия радионуклидов выше уровней вмешательства (приложение П-2 ПРБ-99) необходимо провести санитарно-гигиеническую экспертизу о возможности дальнейшего использования источника водоснабжения или необходимости осуществления защитных мер.
3	$0,20 < A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} \leq 0,40$ $A_{\beta} + \Delta_{\beta} \leq 1,0$	Расширенный: ^{210}Po , ^{210}Pb , ^{226}Ra , ^{228}Ra	Проверяется выполнение условия пункта 2.
4	$A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} > 0,40$ $A_{\beta} + \Delta_{\beta} \leq 1,0$	Полный: ^{210}Po , ^{210}Pb , ^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{238}U , ^{234}U	Проверяется выполнение условия. При полном радионуклидном анализе рекомендуется выполнять оценку соответствия суммарной активности и суммы активностей радионуклидов по критерию: $A_{\alpha} - \sum K_i \cdot A_i \leq 0,2$, где A_{α} – общая альфа-активность; A_i – измеренная удельная активность i радионуклида в воде; K_i – коэффициенты, характеризующие несоответствие энергетических спектров стандарта сравнения и реальной пробы (табл. 3.9.);

Окончание таблицы 3.8

№	Измеренные уровни суммарной α - и β -активности, Бк/кг	Контролируемые радионуклиды	Примечания
			0,2 — эмпирический коэффициент, учитывающий присутствие в пробе воды других альфа-излучающих нуклидов на уровне не более 5% от значения $УВ^{вода}$, определение которых в процессе анализа не выполнялись (например ^{232}Th , ^{230}Th , ^{228}Th с коротко живущими продуктами его распада, возможно ^{239}Pu + ^{240}Pu , ^{238}Pu , ^{241}Am). При невыполнении условия необходимо дополнительное определение ^{232}Th , ^{230}Th , ^{228}Th ; в районах техногенного загрязнения, действующих АЭС и предприятий ЯТЦ ^{239}Pu + ^{240}Pu , ^{238}Pu , ^{241}Am . Проверяется выполнение условия пункта 2.
5	$\Delta\beta + \Delta\beta > 1,0$ (при любых значениях $\Delta\alpha + \Delta\alpha$)	^{137}Cs , ^{90}Sr при необходимости другие техногенные бета-излучающие нуклиды $^{40}K^2$	

Необходимость контроля ^{210}Pb в данном случае вызвана его очень жестким нормативом ($УВ^{вода} = 0,2$ Бк/кг) и типичным для атмосферных выпадений и поверхностных вод соотношением $^{210}Po/^{210}Pb = 0,2-0,3$.

Превышение общей бета-активности может быть обусловлено присутствием ^{40}K , который дает пренебрежимо малый вклад в эффективную дозу за счет питьевой воды.

Таблица 3.9. Значения коэффициента K_i при использовании стандарта сравнения с $E_a = 5,15$ МэВ и нижним уровнем дискриминации альфа-радиометра = 3 МэВ

Альфа-излучающий радионуклид	Энергия альфа-излучения, кэВ	Значение коэффициента K_i
^{232}Th	4010	0,60
^{238}U	4195	0,65
^{230}Th	4685	0,85
^{234}U ; ^{226}Ra	4770; 4780	0,90
^{239}Pu + ^{240}Pu ; ^{210}Po	5155 + 5168; 5305	1,00
^{228}Th ; ^{241}Am ; ^{238}Pu	5420; 5486; 5500	1,10
^{224}Ra ; ^{225}Ra	5680; 5610	1,15

Примеры по определению соответствия питьевой воды критериям радиационной безопасности (из методических рекомендаций «Радиационный контроль питьевой воды»).

Пример 1

1. При выполнении анализа питьевой воды было установлено:

$$A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} = 0,17 \text{ Бк/кг}, A_{\beta} + \Delta_{\beta} = 0,16 \text{ Бк/кг}.$$

2. Так как превышен контрольный уровень суммарной альфа-активности, необходимо провести радионуклидный анализ. При выборе радионуклидов, подлежащих определению в пробе, руководствуемся п. 2 табл. 3.7:

$0,1 < A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} \leq 0,20$ — выполняем сокращенный радионуклидный анализ (в пробе определяем ^{210}Po , ^{210}Pb).

3. Последующий анализ показал присутствие данных радионуклидов в следующих концентрациях:

$$^{210}\text{Po} - 0,002 \pm 0,001 \text{ Бк/кг};$$

$$^{210}\text{Pb} - 0,030 \pm 0,015 \text{ Бк/кг}.$$

4. Проверяем выполнение условия примечания п. 2 табл. 3.7:

$$\sum \frac{A_i}{УВ_i} + \sqrt{\sum \left(\frac{\Delta A_i}{УВ_i}\right)^2} = \left(\frac{0,002}{0,12} + \frac{0,015}{0,20}\right) + \sqrt{\left(\frac{0,001}{0,12}\right)^2 + \left(\frac{0,015}{0,20}\right)^2} = 0,24 < 1.$$

Так как присутствие в пробе любых других альфа-излучающих радионуклидов гарантирует выполнение примечания п. 2 табл. 3.7, дальнейших исследований не требуется.

Доза, соответствующая этому значению, < 0,1 мЗв. Вода пригодна для питьевых целей, никакие дополнительные действия не требуются.

5. Установление контрольного уровня суммарной альфа-активности для данного водоемщика — 0,17 Бк/кг.

Пример 2

1. При выполнении анализа питьевой воды было установлено:

$$A_\alpha + \Delta_\alpha = 0,27 \text{ Бк/кг}, A_\beta + \Delta_\beta = 0,18 \text{ Бк/кг}.$$

2. Так как превышен контрольный уровень суммарной альфа-активности, необходимо провести радионуклидный анализ. При выборе радионуклидов, подлежащих определению в пробе, руководствуемся п. 3 табл. 3.7:

$$0,20 < A_\alpha + \Delta_\alpha \leq 0,40 — \\ \text{выполняем расширенный радионуклидный анализ} \\ \text{(в пробе определяем } ^{210}\text{Po, } ^{210}\text{Pb, } ^{226}\text{Ra, } ^{228}\text{Ra)}.$$

3. Последующий анализ показал присутствие данных радионуклидов в следующих концентрациях:

$$^{210}\text{Po} — 0,012 \pm 0,004 \text{ Бк/кг};$$

$$^{210}\text{Pb} — 0,020 \pm 0,010 \text{ Бк/кг};$$

$$^{226}\text{Ra} - 0,117 \pm 0,030 \text{ Бк/кг};$$

$$^{228}\text{Ra} - 0,050 \pm 0,020 \text{ Бк/кг}.$$

4. Проверяем выполнение условия примечания п. 2 табл. 3.7:

$$\sum \frac{A_i}{УВ_i} + \sqrt{\sum \left(\frac{\Delta A_i}{УВ_i}\right)^2} = \left(\frac{0,012}{0,012} + \frac{0,020}{0,20} + \frac{0,017}{0,50} + \frac{0,050}{0,20}\right) +$$

$$\sqrt{\left(\frac{0,004}{0,12}\right)^2 + \left(\frac{0,010}{0,20}\right)^2 + \left(\frac{0,030}{0,50}\right)^2 + \left(\frac{0,020}{0,20}\right)^2} = 0,82 < 1.$$

Доза, соответствующая этому значению, < 0,1 мЗв. Вода пригодна для питья, никакие дополнительные действия не требуются.

5. Установление контрольного уровня суммарной альфа-активности для данного водоемщика - 0,27 Бк/кг.

Пример 3

1. При выполнении анализа питьевой воды было установлено:

$$A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} = 0,49 + 0,08 = 0,57 \text{ Бк/кг. } A_{\beta} + \Delta_{\beta} = 0,52 \text{ Бк/кг.}$$

2. Так как превышен контрольный уровень суммарной альфа-активности, необходимо провести радионуклидный анализ. При выборе радионуклидов, подлежащих определению в пробе, руководствуемся п. 4 табл. 3.7:

$A_{\alpha} + \Delta_{\alpha} > 0,40$ - выполняем полный радионуклидный анализ (в пробе определяем ^{210}Po , ^{210}Pb , ^{226}Ra , ^{228}Ra , ^{238}U , ^{234}U).

3. Последующий анализ показал присутствие данных радионуклидов в следующих концентрациях:

$$^{210}\text{Po} - 0,170 \pm 0,030 \text{ Бк/кг; } ^{210}\text{Pb} - 0,010 \pm 0,005 \text{ Бк/кг;}$$

$$^{226}\text{Ra} - 0,202 \pm 0,030 \text{ Бк/кг; } ^{228}\text{Ra} - 0,033 \pm 0,013 \text{ Бк/кг;}$$

$$^{238}\text{U} - 0,041 \pm 0,006 \text{ Бк/кг; } ^{234}\text{U} - 0,059 \pm 0,008 \text{ Бк/кг.}$$

4. Выполняем оценку соответствия суммарной активности и суммы активностей радионуклидов по критерию примечания п. 4

Табл. 3.7 (значения коэффициента K_i по табл. 3.8): стиг к волокна-мигцетвионных камер, счетчиков, в которые отбирают для исследования определенный объем воздуха.

$$A_{\alpha} - \sum K_i \cdot A_i = 0,49 \cdot (0,17 \cdot 1,0 + 0,202 \cdot 0,90 + 0,041 \cdot 0,65 + 0,059 \cdot 0,90) = 0,14 \leq 0,2.$$

Основные дозообразующие радионуклиды, представленные в пробе, определены.

5. Проверяем выполнение условия примечания п. 2 табл. 3.7:

$$\sum \frac{A_i}{\text{УВ}_i} + \sqrt{\sum \left(\frac{\Delta A_i}{\text{УВ}_i} \right)^2} = \left(\frac{0,170}{0,120} + \frac{0,010}{0,20} + \frac{0,202}{0,50} + \frac{0,033}{0,20} + \frac{0,041}{3,1} + \frac{0,059}{2,9} \right) + \sqrt{\left(\frac{0,030}{0,12} \right)^2 + \left(\frac{0,005}{0,20} \right)^2 + \left(\frac{0,030}{0,50} \right)^2 + \left(\frac{0,013}{0,20} \right)^2 + \left(\frac{0,006}{3,10} \right)^2 + \left(\frac{0,008}{2,40} \right)^2} = 2,34 < 1.$$

6. Необходимо проведение санитарно-эпидемиологической экспертизы с целью определения возможности дальнейшей эксплуатации водоемника или необходимости принятия защитных мер.

Контрольные вопросы

1. Каким образом радиоактивные вещества могут поступать в воду открытых и закрытых водоемов?

2. Назовите этапы оценки радиоактивности воды водоемов?

3. По какой схеме осуществляется отбор проб воды?

4. Как осуществляется подготовка водных проб к радиометрическим измерениям?

5. Каким образом осуществляется подготовка контрольных проб для радиометрического исследования воды?

6. Как определяется радиационная безопасность питьевой воды?

7. Как осуществляется последовательность радионуклидного анализа в зависимости от измеренных уровней общей альфа- и бета-активности воды?

3.3. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ РАДИОАКТИВНОСТИ ВОЗДУХА

Цель занятия: проведение контроля допустимых уровней радиационного воздействия при ингаляционном поступлении радионуклидов в организм.

Практические навыки и умения: освоить методы отбора проб воздуха в окружающей среде, производственных, жилых и бытовых помещениях, а также провести радиометрический анализ отобранной пробы воздуха на радиометрах аэрозольно-парогазовых выбросов, газов, продуктов распада радона.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Ознакомьтесь с этапами отбора проб воздуха для радиометрических исследований.
3. Проведите радиометрические исследования проб воздуха.
4. Ознакомьтесь с радиометрами аэрозольно-парогазовых выбросов, газов, радона.
5. Дайте анализ полученным результатам исследования.
6. Сравните полученные данные с существующими гигиеническими требованиями и нормативами.
7. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Гигиеническое значение содержания радиоактивных веществ в атмосферном воздухе и воздухе производственных помещений обусловлено, главным образом, возможностью их поступления в организм человека (внутреннее облучение) через дыхательные пути и косвенно через желудочно-кишечный тракт (при заглатывании мокроты). Учитывая большой объем легочной вентиляции (до 20 м³ в сутки), опасность для человека могут составлять даже сравнительно малые уровни удельной активности воздуха.

Следует также предусмотреть возможность поступления радиоактивных веществ из воздуха в организм через биологические цепочки (воздух растение человек; воздух почва растение животное человек и т.п.).

Принципы исследования радиоактивных аэрозолей в воздухе. Аэрозоли - это твердые или жидкие частицы, взвешенные в газообразной среде. По механизму возникновения различают аэрозоли диспергации и конденсации.

Диспергационные аэрозоли появляются при разбрызгивании жидкостей, измельчении твердых тел, взмучивании порошков и т. п.

Конденсационные аэрозоли возникают при конденсации паров воды, металлов, их оксидов и др.

Механизмы возникновения радиоактивных аэрозолей могут быть такими же, как и у стабильных аэрозолей. Вместе с тем радиоактивные аэрозоли могут возникать и в результате особых явлений. Так, возможна активация первоначально неактивных частиц под действием нейтронного облучения; при распаде некоторых радиоактивных газов (например радона, торона) появляются короткоживущие радиоактивные изотопы висмута и полония, представляющие собой твердые частицы; процесс образования радиоактивных аэрозолей наблюдается у поверхности с альфа-активными веществами, когда в результате обратной отдачи из твердой поверхности в воздух могут вылетать атомы и увлекаемые ими агрегатные формы, состоящие из нескольких активных атомов.

Свойства аэрозолей зависят от природы вещества, из которого состоят частицы, и состава газовой среды, концентрации аэрозолей по массе и числу частиц в единице объема, размера, формы и заряда частиц. Основные процессы, которые наблюдаются в аэрозолях, - это седиментация, броуновское движение и диффузия, коагуляция. Аэрозольные частицы, находящиеся во взвешенной среде, подвергаются влиянию ряда факторов (гравитация, сопротивление среды, электрические и магнитные поля и т. п.).

Методы отбора проб аэрозолей. Существуют два способа количественного определения радиоактивных аэрозолей: прямой и косвенный.

Прямой метод предполагает использование ионизационных камер, счетчиков, в которые отбирают для исследования определенный объем воздуха.

Косвенный метод основан на предварительном извлечении частиц из газовой среды с последующим их исследованием. Способы, при которых твердая или жидкая фаза отделяется от газовой среды, чаще всего основаны на седиментации, фильтрации, инерционном и электрическом осаждении.

Седиментационный метод определения содержания в воздухе аэрозолей можно условно разделить на две группы.

Первая группа позволяет количественно оценить радиоактивные аэрозоли в единице объема газовой среды или в неограниченном объеме воздуха, и результаты исследований выражаются в числе или массе частиц, осевших на единице площади за определенное время. Седиментационные методы позволяют определить частицы размером от 1 до 30 мкм. Эта группа в практике радиационной гигиены не нашла широкого применения.

Вторая группа контролирует уровень радиоактивных выпадений из атмосферного воздуха. Для сбора атмосферных осадков, как правило, используют кюветы с предварительно нанесенным на их дно тонким слоем глицерина. Сроки экспозиции при отборе проб зависят в первую очередь от уровня радиоактивности атмосферы и количества осадков. Обычно кюветы выставляются на срок, превышающий месяц.

Аспирационный метод определения радиоактивных аэрозолей получил более широкое применение. Данный способ позволяет осуществлять накопление радионуклидов на фильтрующих материалах.

Все возможные условия отбора проб воздуха при помощи этого метода можно условно разделить на 5 групп:

- *первая*. Открытые участки (атмосферный воздух);
- *вторая*. Помещения производственного, вспомогательного и другого назначения;
- *третья*. Замкнутые объемы, находящиеся в условиях нормального барометрического давления (или приближающегося к нему): камер, боксов, вентиляционных каналов и др.;
- *четвертая*. Замкнутые объемы, находящиеся под разряжением (вакуумные линии и установки);
- *пятая*. Замкнутые объемы, находящиеся под избыточным давлением (компрессорные коммуникации и установки).

Характеристика материалов, предназначенных для седиментации осаждения и накопления радиоактивных веществ. В качестве материалов, используемых для накопления радиоактивных аэрозолей, применяют фильтры различного типа, поглотители, сорбенты и др. Наиболее широко распространены волокнистые фильтры типа АФА (аналитические фильтры аэрозолей, фильтры Петрянова), а также мембранные фильтры, электрофильтры, импакторы.

При пропускании воздуха через *обычные пористые фильтры* крупные частицы задерживаются, а мелкие могут пройти через поры.

Фильтрующие свойства в этих условиях определяются диаметром пор. В процессе работы фильтров поры забиваются осевшими частицами, фильтры начинают оказывать большое сопротивление запыленному потоку и перестают пропускать воздух.

Фильтры Петрянова состоят из волокон, для приготовления которых используют тонкие нити толщиной от десятых долей микрометра до нескольких микрометров. Волокна могут быть получены из перхлорвинила, ацетилцеллюлозы, полиакрилатов, фторполимеров. Волокна в виде слоя толщиной в 1 мм и более наносятся на какую-либо подложку, например марлю. Данные фильтры не просеивают, а ловят частицы. Расстояние между нитями в сотни и даже тысячи раз превышает размеры частиц. Они прилипают к нитям, их захватывают силы межмолекулярного взаимодействия и электрического притяжения. Фильтр состоит из множества нитей, которые образуют своеобразный лабиринт. Проходя по нему, аэрозольные частицы, в том числе и мелкие, обязательно

коснутся одной из нитей (эффект касания) и прилипнут к ней. Помогают частицам осесть броуновское движение и диффузия. Усиливает эффект касания пылевых частиц к волокнам и электростатическое взаимодействие.

Благодаря совместному действию всех составляющих происходит осаждение подавляющего большинства аэрозольных частиц. В связи с большим расстоянием между нитями и множеством самих нитей размеры отверстий между волокнами практически остаются постоянными, а фильтрующая поверхность достигает огромных размеров. Это обстоятельство определяет продолжительность работы фильтров и исключает необходимость их очистки.

В соответствии с назначением фильтров они имеют различную маркировку. В начале ставят буквы АФА, затем через дефис одну, две или три буквы, которые обозначают условное сокращение вида анализа аэрозолей и наименование материала фильтра. Кроме того, в отдельных случаях после условного буквенного сокращения ставят цифры, которые обозначают площадь фильтра (см^2), например: АФА-РПГ (радиографические перхлорвиниловые), АФА-РМА (радиометрические ацетилцеллюлозные), АФА-РМП-20 (радиометрические перхлорвиниловые с рабочей поверхностью 20 см^2).

Фильтры типа АФА имеют различную термостойкость, устойчивость к воздействию химических веществ и влажности, что обусловлено материалами, из которых они изготовлены (ацетилцеллюлоза, перхлорвинил, метилметакрилат). В каждом конкретном случае можно правильно выбрать тип фильтра для отбора проб в зависимости от задач санитарно-дозиметрического контроля.

Так, при отборе проб воздуха в горячих цехах необходимо пользоваться термоустойчивыми фильтрами типа АФА-РМА, в химических производствах - фильтрами АФА-РМП и АФА-ХМ и т. п.

При исследовании концентрации радиоактивных веществ в воздухе фильтрами АФА следует обращать внимание на такой важный показатель как коэффициент проскока аэрозолей, который зависит от размера частиц, скорости прокачки и типа фильтра.

Для улавливания аэрозолей и определения содержания радиоактивного йода и ртути в газовых средах в последнее время широко используют сорбционно-фильтрующие ленты типа СФЛ и аналитические фильтры типа АФАС (аналитический фильтр аэрозольно-сорбционный).

Механизм задержки аэрозолей на фильтрах основан на определенных эффектах осаждения вследствие: инерции (для частиц больших размеров); диффузии (мелкодисперсные частицы); электростатического заряда; касания; ситового эффекта; седиментации.

Основные свойства волокнистых фильтров АФА. Аналитические фильтры АФА удовлетворяют практически всем требованиям, которые предъявляет санитарно-радиометрическая практика к анализу аэродисперсных систем. К таким требованиям относятся:

- высокая эффективность улавливания аэрозолей любой дисперсности;
- обеспечение значительной пропускной способности;
- малое сопротивление потоку воздуха;
- удобные в эксплуатации габариты и формы. *Недостатками* волокнистых фильтров являются:
 - зависимость их эффективности от дисперсности частиц;
 - малая допустимая скорость прокачки ($3-20 \text{ л/мин}$ через 1 см^2 фильтра);
 - необходимость внесения поправок на самопоглощение альфа- и бета-частиц в фильтре при определении его активности.

Мембранные фильтры. Изготавливают на основе динитроцеллюлозы, объем пор составляет 70-80% от объема всего фильтра. Данные фильтры удобны при отборе проб аэрозолей для электронно-микроскопических исследований.

Преимущество мембранных фильтров - возможность просветления и оценки дисперсности частиц; малая масса; негигроскопичность; прочная и высокая эффективность улавливания аэрозолей.

Основной недостаток - большое сопротивление при фильтрации и, следовательно, ограниченные возможности по отбору значительных объемов воздуха.

Электрофильтры. Механизм осаждения аэрозолей в электрофильтрах состоит в том, что частицы в поле коронного разряда получают отрицательный заряд и оседают на мишени с положительным зарядом.

Достоинство электрофильтров - незначительное динамическое сопротивление и соответственно большая объемная скорость отбора проб.

Недостаток - непостоянство коэффициента проскока, который зависит от физико-химических свойств аэрозоля, влажности и температуры воздуха.

Импакторы. Предназначены для оценки концентрации радиоактивных аэрозолей и их аэродинамических диаметров, чего нельзя достигнуть при использовании фильтров. Метод основан на эффекте инерционного осаждения аэрозолей на различных каскадах импактора. Эффективность инерционного осаждения пропорциональна скорости движения частиц и квадрату их диаметра. При отборе аэрозольной пробы импакторами происходит ее разложение на отдельные фракции в зависимости от размера частиц. Так, например при эксплуатации импактора, состоящего из 6 каскадов, выполненных из нержавеющей стали, после шестого каскада применяют фильтр, на котором осаждаются частицы, прошедшие через все его ступени. За фильтром помещается расходная диафрагма, служащая для измерения скорости прокачки воздуха через импактор. В каждом каскаде имеются сопло, через которое поступают аэрозоли, и плоская коллекторная пластинка, на которой осаждаются аэрозольные частицы. Диаметр у каждого последующего сопла меньше, чем у предыдущего, т. е. скорость прохождения аэрозоля ступенчато возрастает. Тяжелые частицы улавливаются первыми каскадами, а более легкие - последующими. Для увеличения эффективности прилипания аэрозольных частиц на коллекторные пластинки наклеивают прозрачную тереленовую пленку, смазанную вазелиновым маслом.

Недостатки импакторов - зависимость коэффициента осаждения от влажности и температуры воздушной среды; малая объемная скорость отборов проб; возможность измерения достаточно высоких концентраций радиоактивных аэрозолей.

В настоящее время размеры аэрозольных частиц можно определить при помощи оптических квантовых генераторов (лазеров). Гелий-неоновый лазер ЛГ-56 позволяет регистрировать частицы различного размера по светорассеянию с использованием рабочего объема пучка света.

Отбор проб воздуха аспирационным методом. При контроле за содержанием радиоактивных аэрозолей в атмосферном воздухе в связи с низкой удельной активностью радионуклидов применяют мощные аспирационные установки производительностью до нескольких сотен кубических метров в час.

При оценке концентрации радионуклидов в воздухе производственных помещений, где их концентрации, как правило, в несколько раз выше, чем в атмосферном воздухе, объем отбираемых проб может быть значительно уменьшен.

Суммарную концентрацию радиоактивных аэрозолей в воздухе, прокачиваемом через фильтр, можно определить на радиометрической установке или измерить на сцинтилляционном спектрометре.

Расчет активности ведется по формуле:

$$A_{\text{рад. аэрозолей (объем)}} = \frac{(N_{\text{фильтра}} - N_{\text{фон}}) \cdot C_{\text{ст.}} \cdot 1000}{(N_{\text{ст.}} - N_{\text{фон}}) \cdot \eta \cdot V}$$

где $A_{\text{раэрозолей(объем)}}$ - суммарная концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе, Бк/м³; $I^{\wedge} \phi_{\text{Шьтра}}$ и $B I_{\text{эт}}^{\wedge}$ - число импульсов в секунду за вычетом фона соответственно при измерении активности фильтра и эталонного источника известной активности; $C_{\text{эт}}$ - активность эталонного источника, Бк/имп; η - эффективность улавливания аэрозолей фильтром (табл. 3.10); V - объем прокачиваемого воздуха, л.

Таблица 3.10. Эффективность улавливания аэрозолей для некоторых фильтров типа АФА, %

Тип фильтра	Скорость фильтрации, см/с				
	1	10	50	100	200
АФА-РСП	98 99	95	90	85 90	80 95
АФА-РМЦ	99 99,9	98	96	94	90 93

В санитарной практике при отборе проб, как правило, коэффициент проскока аэрозолей при фильтрации со скоростью 10-20 л/мин принимают равным 5-10%.

Радиометрия газов. Измерение концентрации радиоактивных газов (например криптона, ксенона, трития и др.) основано на счете отдельных бета-частиц или фотонов и на измерении ионизационного тока, создаваемого этими частицами. Кроме измерения концентрации часто возникает необходимость в определении нуклидного состава смеси радиоактивных газов, что осуществляют по периодам полураспада, спектрометрией фотонов, определением граничной энергии бета-спектра, радиометрией аэрозольных продуктов распада газов, хроматографическим разделением газов в угольных и силикагелевых ловушках, избирательным концентрированием и др. Радиометрию газов осуществляют ионизационными камерами, газоразрядными и сцинтилляционными счетчиками.

Определение радиоактивности газов с применением газоразрядных счетчиков проводится двумя методами: введением газа непосредственно в счетчик; погружением счетчика в исследуемый газ.

В первом случае в счетчиках внутреннего наполнения регистрируется каждый акт распада, сопровождающийся испусканием заряженной частицы. Счетчики имеют высокую чувствительность, наименьшую погрешность и постоянную эффективность регистрации в широком интервале бета-излучений. Для данных счетчиков, работающих в пропорциональном режиме (или гейгеровском), необходимо иметь специальные наполнители, вакуумную установку с оборудованием и другие приспособления. Метод измерения радиоактивности газов в счетчиках внутреннего наполнения очень сложен и громоздок.

В санитарной практике широкое распространение получил метод измерения активности газов тонкостенными газоразрядными счетчиками, помещаемыми в центр цилиндрических камер, которые наполняются радиоактивным газом.

Концентрацию газа A в камере вычисляют по формуле:

$$A_{\text{газа}} = \frac{K \cdot n_{\beta}}{\eta \cdot S \cdot V},$$

где K - коэффициент пропорциональности; n_{β} - скорость счета бета-частиц; η - градуированный коэффициент (зависит от толщины входного окна торцового счетчика и граничной энергии бета-частиц E_{β}) (табл. 3.11); S - рабочая площадь входного окна счетчика; V - объем камеры.

Таблица 3.11 Градуировочный коэффициент η (10-4 имп/расп х см³) для газонаполненного цилиндра при толщине входного окна торцового счетчика 5 мг/см²

Цилиндр, см		Граничная энергия бета-частиц E _β , МэВ												
радиус	высота	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0	1,2	1,5	2,0	2,5	3,0
2	20	1,1	1,8	2,8	3,4	3,7	4,1	4,4	4,5	4,8	5,0	5,2	5,3	5,4
15	30	0,7	1,3	1,9	2,4	2,7	3,0	3,3	3,4	3,7	3,9	4,2	4,3	4,4
20	38	0,6	1,0	1,3	1,6	1,8	2,0	2,1	2,3	2,4	2,7	2,8	2,9	3,0
25	50	0,15	0,23	0,31	0,39	0,46	0,53	0,59	0,64	0,70	0,77	0,82	0,85	0,88

Концентрацию радиоактивных газов можно определить прокачкой газа через ионизационные камеры. Для контроля газов с низкоэнергетическим бета-излучением (³H; ¹⁴C; ³⁵S) применяют ионизационные камеры с газовой стенкой, измерительный объем которых должен быть окружен слоем воздуха с радиоактивным газом толщиной, равной максимальному пробегу бета-частиц в воздухе. При этом должно соблюдаться равновесие между энергией бета-частиц, выходящих из 1 см³ воздуха, и энергией, поглощенной 1 см³ воздуха за одинаковый промежуток времени.

Камера представляет собой два коаксиально расположенных цилиндра. Внутренний цилиндр является собирающим электродом, а внешний ограничивает измерительный объем. Его изготавливают в виде сетки из металла с низким атомным номером (для уменьшения действия внешнего гамма-излучения).

Контроль содержания в воздухе радиоактивных газов и аэрозолей. Основными задачами при организации контроля за содержанием радиоактивных веществ в воздухе являются:

- обнаружение источников поступления радиоактивных веществ в воздушную среду;
- выявление причины их поступления и разработка мероприятий по устранению источников поступления;
- оценка дисперсности и распределение соединений радиоактивных элементов по типам при ингаляции;
- оценка индивидуального поступления радиоактивных веществ в организм работающего персонала и населения, расчет дозы облучения а также эффективности санитарно-защитных средств и мероприятий.

В производственных условиях пробы воздуха отбирают на всех рабочих местах, где имеются источники пыле- и газовойделений (у вытяжных шкафов, в местах сбора и хранения отходов, фасовки и т.д.).

При *стабильной* радиационной обстановке пробы воздуха можно отбирать в одной или двух точках помещения. В помещениях, где обслуживающий персонал находится 50% рабочего времени и более, следует отбирать среднесменные пробы, а в местах, где работающие находятся менее 50% рабочего времени - средненедельные. Этот вид контроля проводится аспирационным методом с отбором аэрозольных проб на фильтры с последующей альфа- и бета-радиометрией.

При ликвидации *аварийных* ситуаций следует отбирать разовые пробы воздуха непосредственно на рабочих местах персонала с помощью переносных, индивидуальных пробоотборников или проводить прямые измерения радиометрами типа РБГ-01, РБГ-02, РБГ-06, РВ-4, КРК-1.

Оценку *дисперсности* проводят с помощью импактора - селективного и пробоотборного устройства.

Следует отметить, что данные стационарного контроля загрязненности воздушной среды радиоактивными веществами могут в десятки раз отличаться от измеренных значений индивидуальных концентраций радионуклидов в зоне дыхания рабочих из-за неправильного выбора места установки стационарного пробоотборника, что подчеркивает необходимость проведения индивидуального контроля. Перечень приборов для контроля за содержанием радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе представлен в табл. 3.12.

Радиометрия радона, торона и продуктов их распада. Рассеянный в породах земной коры радий-226, непрерывно распадаясь, образует инертный газ радон-222, который в свою очередь дает ряд дочерних продуктов распада, характеристика которых представлена в табл. 3.13.

Радон (период полураспада - 3,82 сут.), являясь сравнительно хорошо растворимым (соотношение концентрации в воде/воздухе равна 0,2-0,5) инертным газом, образуясь в земных породах и почвах, поступает в приземной слой атмосферы и воды подземных источников, непрерывно облучая высокоэнергетичными (5,49 МэВ) альфа-частицами почвенную микрофлору, корни растений и наземную флору и фауну.

Таблица 3.12. Приборы контроля за содержанием радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе

№	Наименование прибора	Контролируемый параметр	
1	Радиометр аэрозольнопарогазовых выбросов РКС-07П	Для измерения среднесуточных значений объемной бета-активности аэрозолей, паров радиоактивного I31I по бета- и гамма-излучениям, радионуклидов инертных газов	
2	Радиометр газов РГБ-02	Для измерения объемной активности нуклидов газов в воздухе, а также для измерения экспозиционной дозы фотонного излучения и для индикации места протечки радиоактивного газа из технологического оборудования. Диапазон измерения 4.101 4.108 Бк/л	
3	Радиометры газов тип РГБ-06 РГБ-06 РГБ-06-02 РГБ-06-01 РГБ-06-08 РГБ-06-04 РГБ-06-03 РГБ-06-05 РГБ-06-06 РГБ-06-07	Для измерения объемной бета-активности нуклидов в воздухе	
		Диапазон измерения, Бк/м ³	Объем камеры, дм ³
		1·10 ⁴ 5·10 ⁹	10,0
		1·10 ⁴ 5·10 ⁹	10,0
		1·10 ⁵ 5·10 ¹⁰	1,0
		1·10 ⁶ 5·10 ¹¹	1,0
		1·10 ⁵ 5·10 ¹²	0,1
		1·10 ⁸ 5·10 ¹³	0,1
		1·10 ⁸ 5·10 ¹³	0,1
		1·10 ⁹ 5·10 ¹⁴	0,1
1·10 ⁹ 5·10 ¹⁴	0,1		
4	Радиометр газов РГБ-07	Прибор предназначен для измерения объемной активности нуклидов газов в воздухе производственных помещений и систем вентиляции по бета-излучению. Диапазон измерения: по ³ H 5·10 ⁴ –5·10 ¹³ Бк/м ³ по ⁴¹ Ar, ^{85m} Kr, ¹³² Xe, ¹⁴ C(CO ₂) 5·10 ³ –5·10 ¹² Бк/м ³	

Таблица 3.13. Основные продукты распада радия-226

Нуклид	Период полураспада	Природа излучения	Энергия частиц, МэВ
Радий-226	1602 года	альфа	4,78
Радон-222	3,82 сут	гамма альфа гамма	0,18 5,49 0,51
Полоний-218	3,05 мин	альфа	6,00
Свинец-214	26,8 мин	бета гамма	0,72 0,35
Висмут-214	19,7 мин	альфа бета гамма	5,45 1,51 0,6–1,7
Таллий-210	1,3 мин	бета гамма	1,9 2,3 0,79
Свинец-210	22,3 года	бета гамма	0,01 0,04
Висмут-210	5,01 сут.	бета	1,1
Полоний-210	138,4 сут.	альфа	5,3
Таллий-206	4,2 мин	бета	1,53
Свинец-206	Стабильный		

Первый дочерний продукт распада - полоний-218 (RaA) - отличается от радона не только химической природой и массой, но и еще двумя важными физическими особенностями: меньшим периодом полураспада (3,05 мин) и наличием электрического заряда: вместо атома инертного газа радона возникает положительно заряженный ион полония. Таковы же основные характеристики и следующих членов этой цепочки радиоактивных распадов (свинец-214 (RaB), висмут-214 (RaC), свинец-210 (RaD) и т. п.), которые являются источниками альфа-, бета-частиц и гамма-квантов. Радон и его дочерние радионуклиды находятся в состоянии равновесия. Заряженные дочерние продукты притягиваются и легко прилипают к пылинкам, всегда присутствующим в воздухе. Так из инертного газа за 10-100 секунд возникает тонкодисперсный аэрозоль, частицы которого обладают к тому же значительным электрическим зарядом. При вдыхании воздуха с такими частицами верхние дыхательные пути, и особенно легкие человека, действуют как высокоэффективный фактор: огромная их поверхность (по оценкам биологов у человека она достигает 100 м²) способствует адсорбции и удержанию любых содержащихся в них заряженных частиц, которые могут находиться в легких от нескольких часов до суток.

Близкая ситуация наблюдается и с газообразным радионуклидом торонем, продуктом радиоактивного распада тория-232 (табл. 3.14). Правда, периоды полураспада его и образующихся дочерних радионуклидов значительно короче, но по физическим и химическим свойствам они совпадают, а, находясь в равновесном состоянии с весьма распространенным в природе торием-232, всегда сопутствуют радону. Это дает основание рассматривать эти газы и первичные аэрозоли дочерних радионуклидов одновременно под общим названием радона-222 и радона-220. Продуктом распада радия-223 (AcX) является актинон с периодом полураспада, равным 3,92 с.

Таблица 3.14. Основные продукты распада тория-232

Нуклид	Период полураспада	Природа излучения	Энергия частиц, МэВ
Торий-232	1,41.1010 лет	альфа	3,95
Радий-228	5,8 года	бета	0,055
Торий-228	1,91 года	альфа гамма	5,4 0,08–0,2
Радий-224	3,66 сут	альфа гамма	5,6 0,24
Радон-220	55 с	альфа гамма	6,2 0,55
Полоний-216	0,15 с	альфа	6,7
Свинец-212	10,64 ч	бета гамма	0,33 0,24
Висмут-212	60,6 мин	альфа бета гамма	6,05 2,2 0,04 1,0
Полоний-212	304 нс	альфа	8,7
Таллий-208	3,05 мин	бета гамма	1,8 0,5–2,6
Свинец-208	Стабильный		

Эманация (газообразные радиоактивные продукты распада естественных изотопов) поступает в атмосферу из почвы, горных пород и природных вод; распространяется в атмосфере благодаря воздушным течениям, турбулентному перемешиванию воздушных слоев и диффузии. Концентрация эманации в атмосферном воздухе убывает с высотой из-за ее распада. Продолжительность жизни атомов торона и актинона мала, поэтому их обнаруживают лишь в приземном слое атмосферы. Концентрация радона обычно в несколько раз выше концентрации торона.

С точки зрения *радиационной безопасности* в практическом плане наиболее значим *радон*, в меньшей степени - *торон* (если нет каких-либо особых условий для его накопления) и ничтожную малую роль играет *актинон*.

Радон образуется из радия в грунте под зданиями, откуда и поступает в подвальные и другие помещения. Частично радон выделяют также почти все строительные материалы, ведь кирпич, бетон изготавливают на основе глины, цемента, щебня и других наполнителей, извлекаемых из различных месторождений, также содержащих естественно радиоактивный радий. Для уличного воздуха, поступающего в жилище, тоже характерны измеримые концентрации радона. Наконец радон может выделять вода и природный газ. Поскольку радон тяжелее воздуха, его концентрация в подвальных помещениях выше, чем на других этажах многоэтажного дома. Количественное соотношение источников радона в жилых помещениях представлено в табл. 3.15.

Основным источником радона в жилых домах является почва под зданием, из которой происходит интенсивная эксхалация¹ радона, примерно 70% общей активности радона в помещении.

Строительные материалы, такие как кальций-силикатный шлак, фосфогипс (побочные продукты переработки фосфорных руд); кирпич из красной глины - отход производства алюминия; доменный шлак - отход черной металлургии, зольная пыль, образующуюся при сжигании угля, в отдельных случаях могут обладать довольно высокой удельной радиоактивностью.

Значимым источником радона служит наружный воздух, в меньшей степени - вода и природный газ. При кипячении большая часть радона улетучивается. Расчеты показали, что при потреблении в сутки 0,5 л воды с концентрацией радона 1 Бк/л средняя годовая эффективная эквивалентная доза составит 0,5 мЗв, с диапазоном разброса - от 0,3 до 2,6 мЗв в год.

Таблица 3.15. Содержание радона в жилых помещениях, обусловленное различными источниками, Бк/м³.

Источник	Односемейный коттедж	Многоэтажный дом
Почва	55,0	40,0
Наружный воздух	10,0	10,0
Строительные материалы	2,0	4,0
Вода: – частный источник	24,0	–
Городское водоснабжение: – артезианские скважины;	1,3	1,3
– наземные источники	0,1	0,1
Природный газ	3,0	3,0
Средняя наблюдаемая концентрация в помещении	55,0	12,0

Концентрация радона увеличивается в воздухе помещений в результате работы горячего душа. При концентрации радона в воде 4,4 кБк/м³ после включения горячего душа концентрация его в воздухе увеличивается с 19 до 3520 Бк/м³ за 8 мин и остается на высоком уровне более часа после выключения душа.

Методы оценки содержания радона и продуктов его распада в воздухе. На практике применяют следующие методы измерений:

1. Измерение мгновенных значений эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА);
2. Измерение интегральной эквивалентной объемной активности (ОА) содержания радона с дальнейшим пересчетом на ЭРОА.

Мгновенную эквивалентную объемную активность измеряют радонотравами или отбором проб воздуха с последующим пересчетом активности на радонотраметрических установках. В практике нашли применение следующие методы определения продуктов распада радона: двукратное измерение; троекратное измерение фильтра (метод трех точек); «полный обсчет»; определение «скрытой энергии».

Метод определения продуктов распада радона по двум измерениям. Состоит в исследовании кривой спада активности продуктов распада радона измерением в двух различных моментах времени после окончания фильтрации. Для этого воздух в течение 5 мин прокачивают со скоростью 10-15 л/мин через фильтр типа АФА или ФПП-15, а затем дважды - с 1-й по 4-ю минуту и с 7-й по 10-ю минуту после окончания отбора проб измеряют альфа-активность.

По формулам определяют концентрацию продуктов распада радона:

$$A_1 = \frac{4,4 \cdot (n_1 - n_2)}{k \cdot v}; \quad A_2 = \frac{1,1 \cdot n_2}{k \cdot v}; \quad A_3 = \frac{2,2 \cdot n_2 - 9n_1}{k \cdot v},$$

где A_1 , A_2 , A_3 - концентрации RaA, RaB, и RaC в исследуемой пробе, Бк/м³; n_1 и n_2 - количество импульсов, зарегистрированных на счетной установке с 1-й по 4-ю и с 7-й по

10-ю минуту после окончания фильтрации; v - объемная скорость прокачки, мин; k - эффективность регистрации счетной установки.

При определении продуктов распада радона методом двух измерений коэффициент проскока аэрозолей не учитывается.

Метод трех точек. Через фильтр типа АФА в течение короткого времени (5 мин) прокачивают воздух, содержащий радон и продукты его распада. Далее проводят измерения альфа-активности фильтра через 5, 15 и 30 мин после окончания отбора проб воздуха и определяют концентрацию продуктов распада радона по формулам:

$$A_1 = \frac{1}{k \cdot v} (5,8 \cdot n_1 - 13,3 \cdot n_2 + 8,5 \cdot n_3) \cdot 10^3;$$

$$A_2 = \frac{1}{k \cdot v} (31,2 \cdot n_3 - 3,7 \cdot n_1 - 13,1 \cdot n_2) \cdot 10^3;$$

$$A_3 = \frac{1}{k \cdot v} (27,7 \cdot n_2 - 2,0 \cdot n_1 - 21,0 \cdot n_3) \cdot 10^3.$$

где, A_1 , A_2 , A_3 - концентрации RaA, RaB, и RaC в исследуемой пробе, Бк/м³; n_1 , n_2 и n_3 - количество импульсов, зарегистрированных на счетной установке на 5-й, 15-й и 30-й минуте после окончания фильтрации; k - эффективность регистрации счетной установки; v - объемная скорость прокачки, мин.

Метод «полного обсчета». Сущность данного метода состоит в оценке усредненного значения содержания дочерних продуктов распада в воздухе за любое по длительности время. Иными словами, метод «полного обсчета» дает возможность получить информацию об усредненной поглощенной дозе в легких за весь период времени. Для оценки продуктов распада радона предлагается измерять полное число альфа-распадов в 1 м³ воздуха.

Пробы воздуха отбирают радиометром или специальной насадкой к сцинтилляционной приставке. Исследуемый воздух протягивают в течение всего времени проведения радиационно опасных процедур (приготовление и розлив раствора, прием радоновых ванн и т. д.) и одновременно измеряют скорость счета от фильтров.

После окончания фильтрации через 60 мин проводят второе измерение скорости счета.

«Полное число» (N) альфа-частиц рассчитывают по формуле:

$$N = \frac{2,2 \cdot (n - n_{\phi}) + 150 \cdot (n_1 - n_{\phi 1})}{v \cdot t},$$

где n - число альфа-частиц, зарегистрированных от фильтра за время протягивания воздуха и через 60 мин после окончания фильтрации; n_{ϕ} - фоновое число альфа-частиц, зарегистрированных за то же время; n_1 - число альфа-частиц, зарегистрированных на 60 мин после окончания фильтрации; $n_{\phi 1}$ - фоновое число альфа-частиц зарегистрированных за 1 мин; v - скорость фильтрации, л/мин; t - время фильтрации, мин.

«Полное число» (N) альфа-частиц, выделяемых из 1 л исследуемого воздуха) не должно превышать 5040. Это количество образуется, если в 1 л воздуха содержится $8,1 \cdot 10^{-1}$ Бк RaA; $8,1 \cdot 10^{-1}$ Бк RaB и $8,1 \cdot 10^{-1}$ Бк RaC.

Метод определения «скрытой энергии». Сущность метода состоит в оценке выделившейся в органах дыхания суммарной энергии альфа-излучателей короткоживущих продуктов распада радона из 1 л воздуха.

Данная оценка является экспресс-методом, позволяющим определить с погрешностью $\pm 40\%$ содержание продуктов распада радона по одному измерению.

Время отбора проб воздуха на фильтры АФА или ФПП составляет 5 мин, со скоростью фильтрации 10-15 л/мин.

Оценку скорости альфа-счета осуществляют с 7-й по 10-ю минуту после окончания фильтрации. «Скрытую энергию» (E_a , МэВ/л) рассчитывают по формуле:

$$E_{\alpha} = \frac{40 \cdot (n_1 - n_{\phi})}{k \cdot V}$$

где n_1 - число импульсов, зарегистрированных с 7-й по 10-ю минуту после окончания фильтрации; n_{ϕ} - фоновое число импульсов, зарегистрированных счетчиком за 3 мин; k - эффективность счета; V - скорость фильтрации, л/мин.

Величина E_a , допустимая для дочерних продуктов распада радона, принимается равной $0,38 \cdot 10^5$ МэВ/л.

Методика определения интегральной объемной активности радона в воздухе. В настоящее время используют три типа интегральных детекторов: электретные; угольные; трековые.

Применение электретных детекторов ИАР-01Э. Принцип действия приборов основан на определении объемной активности радона по разности поверхностных электрических потенциалов, возникающих из-за экранирования зарядов электрета ионами воздуха, образующимися под действием альфа-частиц радона, диффузно проникающего в ионизационную камеру благодаря разности парциального давления радона в помещении и камере.

Комплект средств измерения должен включать:

- измеритель поверхностного потенциала;
- источник питания;
- 6 ионизационных камер с внутренним объемом 150 мл;
- 12 электретных детекторов.

Интегральную объемную активность радона измеряют по следующей схеме:

• определение первоначальной величины поверхностного электрического потенциала ($U_{\text{нач}}$);

• экспонирование электретных детекторов в течение 2 сут. (T) в часах. Высота размещения детекторов 1,5 м на расстоянии 0,5 м от отопительных и нагревательных приборов;

• определение среднеарифметического поверхностного потенциала после окончания экспозиции ($U_{\text{кон}}$);

Оценка интегральной объемной активности радона (A , Бк/м³) рассчитывают по формуле:

$$A = \frac{U_{\text{кон.}} - U_{\text{нач.}}}{E \cdot T} - K_{\gamma} \cdot P_{\text{г}}$$

где E - чувствительность электретного детектора, В·м³/Бк·ч (определяют по сертификату); K_{γ} - гамма-эквивалент активности радона, Бк·ч/мкР·м³; $P_{\text{г}}$ - мощность экспозиционной дозы в месте установки детектора, мкР/ч.

Применение угольных детекторов. Комплекс средств измерения должен включать:

- спектрометр гамма-излучения;
- кристалл NaI (Тl) колодезного типа;
- набор угольных детекторов;
- образцовую объемную меру активности радона. Интегральную объемную активность измеряют по следующей схеме:

• экспонирование угольных детекторов в течение 2 сут. (T) в контролируемом помещении. Высота размещения детекторов 1-1,5 м, на расстоянии не ближе 0,5 м от

отопительных и нагревательных приборов. Следует оберегать угольные детекторы от конденсации влаги на поверхности корпуса и высокой запыленности;

- измерение скорости счета угольного детектора на гамма-спектрометре с колодезным кристаллом;
- регистрация показаний гамма-спектрометра от образцового эталона и расчет эффективности регистрации по формуле:

$$K_{\gamma} = \frac{n_{\text{эт}} - n_{\text{ф}}}{A_{\text{эт}}},$$

где K_{γ} - эффективность регистрации, имп/Бк·с; $n_{\text{эт}}$ и $n_{\text{ф}}$ - интегральная скорость счета от эталона и фона, имп/с; $A_{\text{эт}}$ - активность эталона, Бк.

Интегральную активность радона в воздухе рассчитывают по формуле:

$$A = \frac{n - n_{\text{ф}}}{K_{\gamma}} - A_{\text{ф}} \frac{\exp(-\lambda t)}{W},$$

где n - интегральная скорость счета в диапазоне энергий от 150-2500 КэВ от угольного детектора; $n_{\text{ф}}$ - скорость счета фона спектрометра в указанном диапазоне энергии; $A_{\text{ф}}$ - уровень собственного фона угольного детектора, Бк (указано в сертификате); W - объем воздуха, прошедшего через детектор, в зависимости от длительности экспонирования, м^3 ; λ - постоянная распада радона ($0,00755 \times 1/\text{ч}$); t - время после окончания экспонирования до начала измерения, ч.

Применение трековых детекторов. Комплект средств измерения включает:

- корпус с отверстиями для доступа воздуха в рабочий объем радиометра;
- трековый детектор, в котором при попадании альфа-частиц образуются латентные треки.

Эквивалентную объемную активность радона измеряют по следующей схеме:

- экспонирование трековых детекторов;
- обработка трековых детекторов согласно общепринятым методикам;
- измерение плотности треков детектора ($\text{тр}/\text{см}^3$). Измеренную объемную активность в воздухе рассчитывают по формуле:

$$A = \frac{n}{K_{\text{T}}} f \left(1 - \frac{n_0}{n} e^{-ft} \right) \cdot (1 - e^{-ft}),$$

где K_{T} - чувствительность трекового детектора, $\text{см}^2 \cdot \text{сут}^{-1}$, $\text{Бк}^{-1} \cdot \text{м}^3$; n_0 - уровень собственного фона, $\text{тр}/\text{см}^3$; f - фединг (ослабление) трекового детектора, $1/\text{сут.}$; t - время экспонирования, сут.

Значения K_{T} , n_0 и f указаны в сертификате комплекта. При экспонировании трековых детекторов в течение 50 сут. объемную активность определяют по формуле:

$$A = \frac{n \cdot t}{K_{\text{T}} (1 - e^{-ft})}.$$

Контроль эквивалентной равновесной объемной активности изотопов радона. Контролируемой величиной в зданиях и сооружениях, согласно НРБ-99, является среднегодовое значение ЭРОА изотопов радона - $C_{\text{ср}}$ (^{222}Rn - радона и ^{220}Rn - торона) в воздухе помещений, равное:

$$C_{\text{с1}} = \text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Tn}},$$

$$\text{где: } \text{ЭРОА}_{\text{Rn}} = 0,10 \cdot \text{ARaA} + 0,52 \cdot \text{ARaB} + 0,38 \cdot \text{ARaC};$$

$$\text{ЭРОА}_{\text{Tn}} = 0,91 \cdot \text{AThB} + 0,09 \cdot \text{AThC};$$

ARaA, ARaB, ARaC, AThB, AThC - объемная активность в воздухе, в Бк/м³: RaA (²¹⁸Po); RaB (²¹⁴Pb); RaC (²¹⁴Bi); ThB (²¹²Pb); ThC (²¹²Bi).

Допускается проводить оценку ЭРОА_{Rn} по результатам измерений объемной активности радона (A[^]). В этом случае для пересчета измеренных значений в значение ЭРОА[^] используется коэффициент F_{Rn}, характеризующий сдвиг радиоактивного равновесия между радоном и его дочерними продуктами в воздухе:

$$\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} = F_{\text{Rn}} \cdot A_{\text{Rn}}$$

Значения F_{Rn} определяют экспериментальным путем по результатам одновременных измерений и ЭРОА[^]. В расчетах используют средние значения F_{Rn}, характерные для данного региона, периода года и типа здания. При отсутствии экспериментальных данных о значении F_{Rn} его принимают равным 0,5.

Среднегодовое значение ЭРОА изотопов радона в воздухе помещений проектируемых и сдаваемых в эксплуатацию зданий жилищного и общественного назначения не должно превышать 100 Бк/м³:

$$\text{ЭРОА}_{\text{,,n}} + 4,6 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Tn}} < 100 \text{ Бк/м}^3.$$

В эксплуатируемых зданиях среднегодовая ЭРОА изотопов радона в воздухе жилых зданий не должна превышать 200 Бк/м³:

$$\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Tn}} < 200 \text{ Бк/м}^3.$$

При более высоких значениях ЭРОА изотопов радона должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшения вентиляции помещений.

Мощность эффективной дозы гамма-излучения в обследуемых помещениях не должна превышать мощности дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч. При этих и более высоких значениях мощности эффективной дозы обязательно проводятся защитные мероприятия.

Число и расположение подлежащих обследованию помещений выбирают исходя из того, что обследовать необходимо все типы помещений, имеющих различное функциональное назначение, на каждом этаже многоэтажного здания, включая подвал, а при наличии двух и более подъездов - в каждом подъезде. При этом наибольшую долю выбранных для обследования помещений должны составлять те, где люди проводят большее количество времени. В жилых помещениях, если нет на то особых оснований, не обследуются ванные и туалетные комнаты, кухни, кладовые. Объем контроля должен быть согласован с территориальными центрами Роспотребнадзора.

Измерения в обследуемых помещениях проводят после их предварительной выдержки (не менее 12-24 ч) при закрытых окнах и дверях (как в помещениях, так и в подъездах) и в штатном режиме принудительной вентиляции (при ее наличии). Измерения рекомендуется проводить при наиболее высоком для данной местности барометрическом давлении и слабом ветре. При измерениях приборы следует располагать: не ниже 50 см от пола, не ближе 25 см от стен и 50 см от нагревательных элементов, кондиционеров, окон и дверей.

В каждом обследуемом помещении (квартире) проводится, как правило, одно измерение ЭРОА изотопов радона. При больших размерах обследуемого помещения

количество измерений увеличивается из расчета: одно измерение на каждые 50 квадратных метров.

При больших значениях ЭРОА^А должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений. Вопрос о переселении жильцов (с их согласия) и перепрофилировании помещений или сносе здания решается в тех случаях, когда невозможно снижение среднегодовой равновесной эквивалентной объемной активности изотопов радона до значения менее 400 Бк/м³.

Интерпретация результатов измерения мгновенной и интегральной объемной активности радона в воздухе помещений. Если измеренная объемная активность радона (мгновенные методы) в воздухе помещений не превышает 50% нормативного уровня, то делается вывод, что среднегодовое значение эквивалентной равновесной объемной активности радона не будет превышать нормативных величин.

Если результаты измерения значения ЭРОА радона в воздухе помещений превышают 70% нормативного уровня, то здания детально обследуется интегральными методами исследования.

В качестве среднегодового значения ЭРОА радона принимают среднее арифметическое значение по данным интегральных измерений, выполненных в различные сезоны года (весна, осень, зима). Общая продолжительность измерения не должна быть менее 3 мес.

Нормативы для существующих и проектируемых зданий, рекомендованные МКРЗ и принятые в различных странах, приведены в табл. 3.16.

Таблица 3.16. Нормативы эквивалентной равновесной концентрации радона в воздухе жилых зданий, Бк/м³

Страна	Здания		Принятие решений
	эксплуатируемые	проектируемые	
Швеция	100	100	400
Северные страны	100	100	400
Финляндия	400	100	—
США	80		Уровень определяет срочность действия
Канада	400		
Германия	200	—	—
Англия	200	—	—
Россия	200	100	400
Украина	100	50	

Приборы для измерений ОА и ЭРОА радона в воздухе зданий и сооружений. В качестве средств контроля ЭРОА радона и торона применяются инспекционные и интегральные радиометры альфа-активных аэрозолей. Для контроля ЭРОА радона по величине объемной активности радона используются интегральные радиометры радона или мониторы объемной активности радона. При этом следует применять методы и средства измерений, позволяющие определять средние значения объемной активности радона за периоды времени не менее трех суток.

Наиболее удобными в эксплуатации являются измерители объемной активности радона (ОАР) и продуктов его распада в полевых условиях в воздухе жилых и производственных помещений типов РРА, Рамон и РАА-10. РРА-01М измеряет ОАР в воздухе, а с приставкой ПОУ-04 (пробоотборное устройство) - в воде и надпочвенном воздухе. Кроме того, он может оценивать поток радона с поверхности почвы. РРА-01М-03 дополнительно измеряет объемную активность торона, мощность дозы гамма-излучения,

температуру окружающей среды и влажность. Обе модификации измеряют ОАР, начиная от 20 Бк/м³. РАМОН-01 имеет мощное встроенное воздухозаборное устройство и полупроводниковый альфа-детектор большой площади, что обеспечивает высокую оперативность измерений при хорошей чувствительности. Минимальная измеряемая активность составляет 4-5 Бк/м³, что существенно ниже допустимых пределов. РАА-10 измеряет эквивалентную равновесную активность радона, начиная с 10, а торона - с 0,1 Бк/м³. Прибор Р[^]-06 дает возможность проводить длительные наблюдения за динамикой изменения концентрации радона в помещениях. Комплект оборудования для радиационного контроля состояния жилых и производственных помещений РЭКС-АЛЬФА позволяет измерять эквивалентную равновесную концентрацию радона, усредненную за период наблюдения (до 5 сут.), концентрацию радона, измерение мощности дозы гамма-излучения, поиск источников гамма- и бета-излучений. Комплект смонтирован в обычном кейсе. Сигнализатор-экспозиметр радона СЭР-01 предназначен для интегральных среднегодовых измерений ОАР и сигнализации превышения установленных пределов объемной активности дочерних продуктов радона. Технические и метрологические характеристики рекомендуемых типов приборов приведены в табл. 3.17.

Таблица 3.17. Перечень приборов рекомендуемых для измерений ОА и ЭРОА радона в воздухе зданий и сооружений

№	Наименование и тип прибора	Тип детектора	Фирма (страна)	Измеряемая величина	Диапазон и погрешность погрешность измерений	Автоматизация обработки
1	2	3		5	6	7
1. Интегральные средства измерений ОА и ЭРОА радона в воздухе						
1.1.	Трековый комплекс «КСИРА 2110Z»	Питриггел-люминесцентный пленочный трековый детектор	«Радион-Сервис» (Россия)	Интегральная ОА радона в воздухе	Диапазон экспозиции 200 - 3,105 Бк/м ³ сутки с погрешностью < 25%	есть
1.2.	Трековый комплекс «ТРЕК-РЭИ-1а»	Питриггел-люминесцентный пленочный трековый детектор	НИИ РВ КО (Россия)	Интегральная ОА радона в воздухе	Диапазон экспозиции 200 - 3,105 Бк/м ³ сутки с погрешностью < 25%	нет
2. Квазиинтегральные средства измерений ОА и ЭРОА радона в воздухе						
2.1.	Многофункциональный комплекс «Камера»	Угольные адсорберы	«НИТОН» (Россия)	Квазиинтегральная ОА радона в воздухе	Диапазон измерения ОА радона при экспозиции 1 - 6 суток от 10 Бк/м ³	нет
2.2.	Радометр радона РГТ-01Т	Угольные адсорберы	НИИ ЦММ (Россия)	Квазиинтегральная ОА радона в воздухе	Диапазон измерения ОА радона 40 - 2,105 Бк/м ³ с погрешностью < 30%	есть

Продолжение таблицы 3.17

1	2	3	4	5	6	7
3. Средства измерений ОА и ЭРОА радона мгновенного типа						
3.1. Радиометры аэрозолей дочерних продуктов радона (ДНР) и торона (ДНТ)						
3.1.1.	Радиометр «РАМОН-01»	Спектрометрический ППД	«СЮЛО» Казань	ОА аэрозолей ДНР и ДНТ	Диапазон измерения ЭРОА радона 4 2.105 Бк/м ³ с погрешностью < 30%	есть
3.1.2.	Многофункциональный комплекс «Камера». Аэрозольный модуль.	Спектрометрический ППД	«НИТОН» (Россия)	ОА аэрозолей ДНР и ДНТ	Диапазон измерения ОА ДНР от 1,0 Бк/м ³ и более ОА ДНТ от 0,1 Бк/м ³ и более	нет
3.1.3.	Радиометр «РАА-02»	Спектрометрический ППД	Сиб НИИРГ (Россия)	ОА аэрозолей ДНР и ДНТ	Диапазон измерения ЭРОА радона 15 2.105 Бк/м ³ с погрешностью < 25%	есть
3.1.4.	Радиометр «РГА-01Т»	Сцинтилляционный детектор	НИИ ШММ (Россия)	ОА аэрозолей ДНР и ДНТ	Диапазон измерения ЭРОА радона 15 2.105 Бк/м ³ с погрешностью < 30%	нет
3.2. Радиометры радона						
3.2.1.	Радиометр радона РРА-01М и более поздние модификации — 0,3, 03М	ППД с электростатическим осаждением Po-218	МТМ «Защита» (Россия)	ОА радона в воздухе	Диапазон измерения ОА радона 20 2.105 Бк/м ³ с погрешностью < 30%	есть в моделях РРА-03, РРА-05М
3.2.2.	Многофункциональный комплекс «Камера»	Угольные адсорберы	«НИТОН» (Россия)	ОА радона в воздухе	Диапазон измерения ОА радона от 10 Бк/м ³ и более	есть

Окончание таблицы 3.17

1	2	3	4	5	6	7
3.2.2.	Многофункциональный комплекс «Камера»	Угольные адсорберы	«НИТОН» (Россия)	ОА радона в воздухе	Диапазон измерения ОА радона от 10 Бк/м ³ и более	есть
4. Мониторы радона и аэрозолей ДНР в воздухе						
4.1.	Радон-монитор «Alpha GUARD PQ2000»	Импульсная позиционная камера с 3d-спектрометрической обработкой сигнала	Genitron Instrument (Германия)	Непрерывное измерение ОА радона, температуры, влажности и плотности воздуха	Диапазон измерения ОА радона 2–2.106 Бк/м ³ с погрешностью < 10% (время измерения на уровне 2 Бк/м ³ – не менее 24 ч)	есть
4.2.	Радон-монитор «Alpha GUARD PQ2000 T&N»	Спектрометрический ППД ТТТ –модем и «Камера» аэрозольным модулем «WLM-O2T&N»	Genitron Instrument (Германия)	То же	Диапазон измерения ОА в соответствии с п. 4.1 Диапазон измерения ЭРОА радона 5 2.105 Бк/м ³ с погрешностью < 10%	есть
4.3.	Радон-монитор «Alpha GUARD PQ2000-S» в комплекте с почвенным набором «Soil Kit» глубина отбора проб 20–100 см	Импульсная позиционная камера с 3d-спектрометрической обработкой сигнала	Genitron Instrument (Германия)	Непрерывное измерение ОА радона, температуры, влажности и плотности воздуха	Диапазон измерения ОА радона в почвенном воздухе 1.103–2.106 Бк/м ³ с погрешностью < 10% (время измерения не более 15–20 минут)	есть
4.4.	Монитор радона и ДНР серии E-QF-30xx	Радон – ППД ¹ с электростатическим осаждением Po-218; связанная и свободная фракции ДНР	SARAD (Германия) ЗАО КППЕ	ОА радона и ДНР в воздухе возможно также измерение ОА торона	Диапазон измерения ОА радона и каждого из ДНР 5–1.107 Бк/м ³ с погрешностью, зависящей от времени измерения	есть

*ППД - полупроводниковый детектор

Пример ситуационной задачи

В помещениях квартир 2-подъездного 3-этажного жилого здания с помощью радиометра радона «РГА-01Т» получены следующие усредненные результаты объемной активности дочерних продуктов радона и торона.

Объемная активность дочерних продуктов радона и торона, Бк/м ³				
RaA	RaB	RaC	ThB	ThC
200	100	150	50	300

Задание

1. Рассчитайте среднегодовое значение эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) продуктов радона и торона в помещениях здания.

2. Сравните полученные результаты с нормативами среднегодовых значений эквивалентной равновесной объемной активности продуктов радона в помещении с приведенными в нормах радиационной безопасности (НРБ-99).

3. Какие дополнительные исследования необходимо провести для оценки объемной активности дочерних продуктов радона?

Решение

1. Расчет среднегодового значения эквивалентной равновесной объемной активности продуктов радона и торона (ЭРОА) в помещениях здания.

$$C_{cr} = ЭРОА_{Rn} + 4,6 \cdot ЭРОА_{Tn};$$

$$\text{где: } ЭРОА_{Rn} = 0,10 \cdot A_{RaA} + 0,52 \cdot A_{RaB} + 0,38 \cdot A_{RaC};$$

$$ЭРОА_{Tn} = 0,91 \cdot A_{ThB} + 0,09 \cdot A_{ThC};$$

$$ЭРОА_{Rn} = 0,10 \cdot 200 + 0,52 \cdot 100 + 0,38 \cdot 150 = 129,0 \text{ Бк/м}^3;$$

$$ЭРОА_{Tn} = 0,91 \cdot 50 + 0,09 \cdot 300 = 72,5 \text{ Бк/м}^3;$$

$$C_{cr} = 129,0 + 4,6 \cdot 72,5 = 462,5 \text{ Бк/м}^3.$$

2. Сравнение полученных результатов с нормативами среднегодовых значений эквивалентной равновесной объемной активности продуктов радона в помещении с приведенными в нормах радиационной безопасности (НРБ-99) показало, что ЭРОА[^] превышает допустимые нормативы в 4,6 раза.

3. Необходимо провести дополнительные измерения мощности эффективной дозы в обследованных помещениях, детально обследовать здание интегральными методами измерения значений ЭРОА[^] в воздухе помещений радонометрами типа трекового комплекса «КСИРА 2010Z» или «ТРЕК-РЭИ-1».

Необходимый план дальнейших действий

1. Найти источник образования радона и причины распространения продуктов распада радона в здании, каждом подъезде, включая подвал, ванны и туалетные комнаты, кухни, кладовые.

2. При нахождении источника распространения радона провести ремонтные работы и защитные мероприятия, направленные на устранение или снижение концентраций продуктов распада радона.

3. При невозможности снижения среднегодовой равновесной эквивалентной объемной активности изотопов радона до значения менее 400 Бк/м³ необходимо совместно с администрацией района решить вопрос о переселении жильцов, перепрофилировании здания или его сносе.

Контрольные вопросы

1. Какое гигиеническое значение имеет определение содержания радиоактивных веществ в атмосферном воздухе и воздухе производственных помещений?

2. Назовите основные принципы исследования радиоактивных аэрозолей в воздухе.

3. Какими методами проводится отбор проб аэрозолей?

4. Опишите косвенный метод отбора проб на выявление содержания радиоактивных веществ в воздухе.

5. Сущность аспирационного метода определения радиоактивных аэрозолей.

6. Дайте характеристику материалов, предназначенных для седиментации осаждения и накопления радиоактивных веществ.

7. Опишите основные свойства волокнистых фильтров АФА.

8. Назовите основные преимущества и недостатки мембранных фильтров, электрофильтров, импакторов.

9. На каких принципах основаны измерения концентраций радиоактивных газов?

10. Назовите основные задачи организации контроля за содержанием радиоактивных веществ в воздухе.
11. Дайте гигиеническую характеристику радону, торону, актинону и продуктам их распада.
12. Какие источники образования радона в жилых и общественных зданиях вы знаете?
13. Опишите методы исследования содержания радона и продуктов его распада в воздухе.
14. Какие типы интегральных детекторов для определения интегральной объемной активности радона в воздухе вам известны?
15. Каким образом осуществляется контроль эквивалентной равновесной объемной активности изотопов радона?
16. Дайте характеристику основным приборам, предназначенным для определения радона в воздухе помещений.

3.4. МЕТОДЫ ГИГИЕНИЧЕСКОЙ ОЦЕНКИ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Цель занятия: организация и проведение контроля радиационной безопасности населения при радионуклидном загрязнении объектов окружающей среды.

Практические навыки и умения: изучить и освоить методы дезактивации воды, воздуха, помещений, оборудования, средств индивидуальной защиты и рук.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Ознакомьтесь с условиями образования радиоактивных загрязнений и последствиями их воздействий на окружающую среду.
3. Определите уровни загрязненности поверхностей радиоактивными веществами.
4. Проведите дезактивацию поверхностей, оборудования и средств индивидуальной защиты.
5. Дайте анализ полученным результатам исследования.
6. Сравните полученные данные с существующими гигиеническими требованиями и нормативами.
7. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Дезактивацией называют удаление радиоактивных загрязнений с поверхностей различных объектов. Термином «очистка» определяется обезвреживание от открытых источников ионизирующих излучений твердых, жидких и газообразных сред.

Дезактивация неразрывно связана с источниками и условиями радиоактивных загрязнений, которые определяются механизмом образования, природой, радионуклидным составом и другими особенностями этих загрязнений.

Дезактивация объектов порой рассматривается обособленно для определенных важных (но частных) условий, что не отражает различные аспекты радиоактивных загрязнений, а следовательно, и дезактивации. Необходим комплексный подход при изложении проблемы дезактивации с учетом конкретных ситуаций и различных возможных источников радиоактивного загрязнения объектов, для обезвреживания которых требуется дезактивация.

Условия образования радиоактивных загрязнений и последствия их воздействий на окружающую среду представлены на схеме 3.1.

Различные условия образования радиоактивных веществ могут привести к локальным или массовым загрязнениям. Обычно *локальные* загрязнения не распространяются за пределы предприятия (лаборатории), где ведутся работы с открытыми источниками ионизирующих излучений, и могут быть вызваны небрежным обращением с радионуклидами (разлив, просыпка и т.д.) или проникновением их в

рабочее помещение через негерметичные участки оборудования. Сам факт работы с радиоактивными веществами, их транспортировка и перенос могут служить причиной локальных загрязнений.

Локальные загрязнения касаются преимущественно персонала. Иногда некоторая часть их распространяется за пределы рабочей зоны, не представляя опасности для населения. Данные загрязнения обычно прогнозируемы, а способы их дезактивации разрабатываются заранее.

Массовыми следует считать такие загрязнения, которые опасны для населения, требуют частичной или полной его эвакуации, а проведение дезактивации осуществляется и вне зоны нахождения источника загрязнений.

Комплексный подход к дезактивации не ограничивается условиями радиоактивных загрязнений, а обусловлен необходимостью и целесообразностью дезактивации.

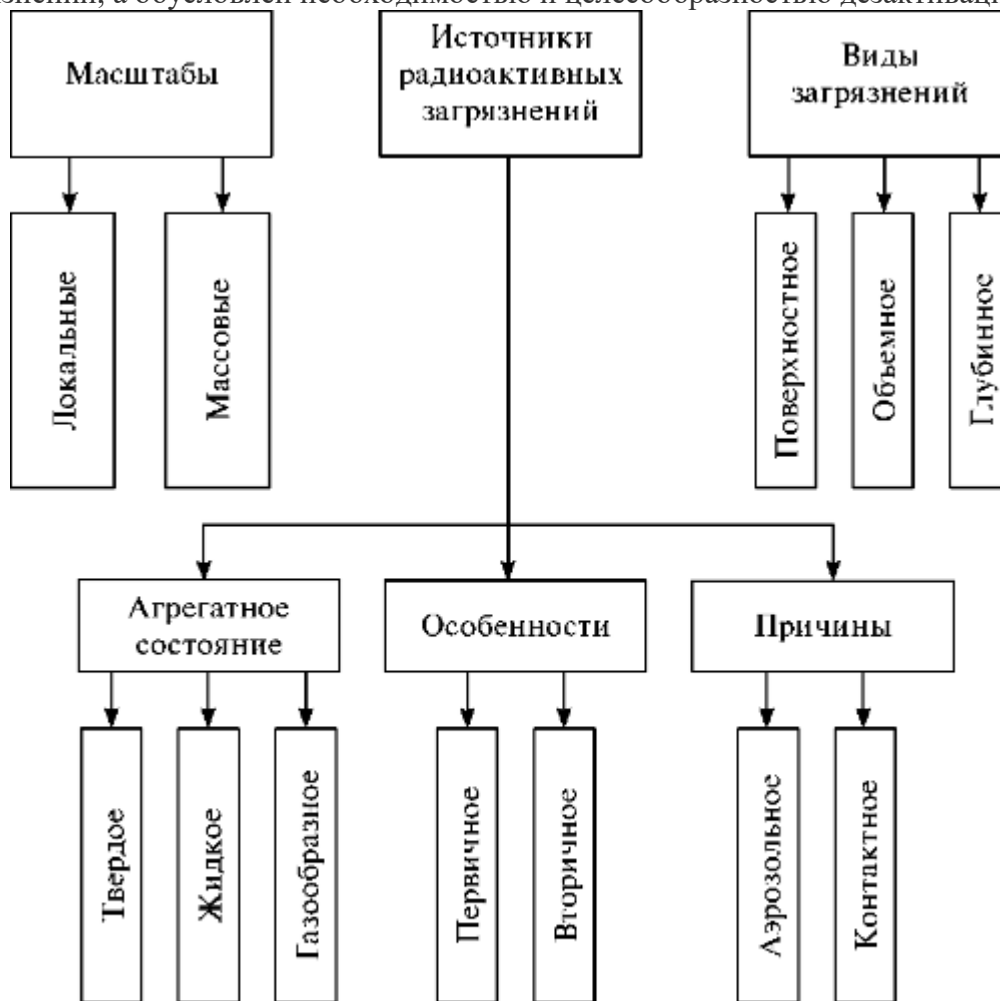


Схема 3.1. Характеристика радиоактивных загрязнений

Для характеристики способности материалов адсорбировать радиоактивные вещества на своей поверхности и удерживать их при дезактивации используют следующие понятия.

Радиоактивная загрязняемость - способность поверхности удерживать радиоактивные вещества, с которыми она соприкасается.

Восприимчивость к загрязнению - отношение активности на поверхности после обработки ее водой к полной активности наносимой пробы.

Дезактивируемость поверхности материалов - способность материалов очищаться от радиоактивных загрязнений.

Остаточная радиоактивность - радиоактивность на материале после дезактивации.

Коэффициент дезактивации - характеризует удаление радиоактивных веществ с поверхности различных объектов (в зарубежной литературе его иногда называют *фактором дезактивации*):

$$K_d = a_n/a_k,$$

где a_n - начальное загрязнение поверхностей объектов (до дезактивации); a_k - конечное радиоактивное загрязнение поверхностей объектов (после дезактивации).

Фиксирование радиоактивных веществ на материалах представляет собой сложный процесс химического и физико-химического взаимодействий радиоактивных изотопов с молекулами материала (ионный обмен, сорбция, диффузия и т.п.).

Жидкие радиоактивные вещества вследствие происходящих при загрязнении процессов сорбции и хемосорбции более прочно удерживаются на поверхности, чем твердые и пылеобразные, поэтому дезактивировать поверхности, загрязненные жидкими радиоактивными веществами, труднее.

Отмечено, что чем меньше время контакта радиоактивного вещества с материалом поверхности, тем меньше вероятность его прочного фиксирования на ней. Прямая зависимость наблюдается также между степенью загрязнения поверхности и концентрацией радиоактивного вещества в загрязняющем растворе. Исходя из этого понятно, почему пролитые растворы радиоактивных веществ, которые затем частично или полностью испаряются, интенсивно загрязняют поверхности материалов в месте их попадания. Способы дезактивации поверхностей, оборудования и средств индивидуальной защиты представлены на схеме 3.2.

Процесс дезактивации, обратный процессу радиоактивного загрязнения, связан с удалением радионуклидов с обрабатываемых объектов. В случае поверхностного загрязнения дезактивация ограничивается удалением с поверхности радиоактивных веществ, которые закреплялись на ней в результате адгезии, адсорбции молекул и ионов изотопов. Для дезактивации при глубинном загрязнении этого недостаточно, поскольку возникает необходимость извлечь радионуклиды, проникшие в глубь поверхности. Только после этого происходит удаление радиоактивных загрязнений, перешедших из глубины на поверхность объекта. Возможно удаление находящихся в глубине материала радиоактивных загрязнений вместе с этим материалом.

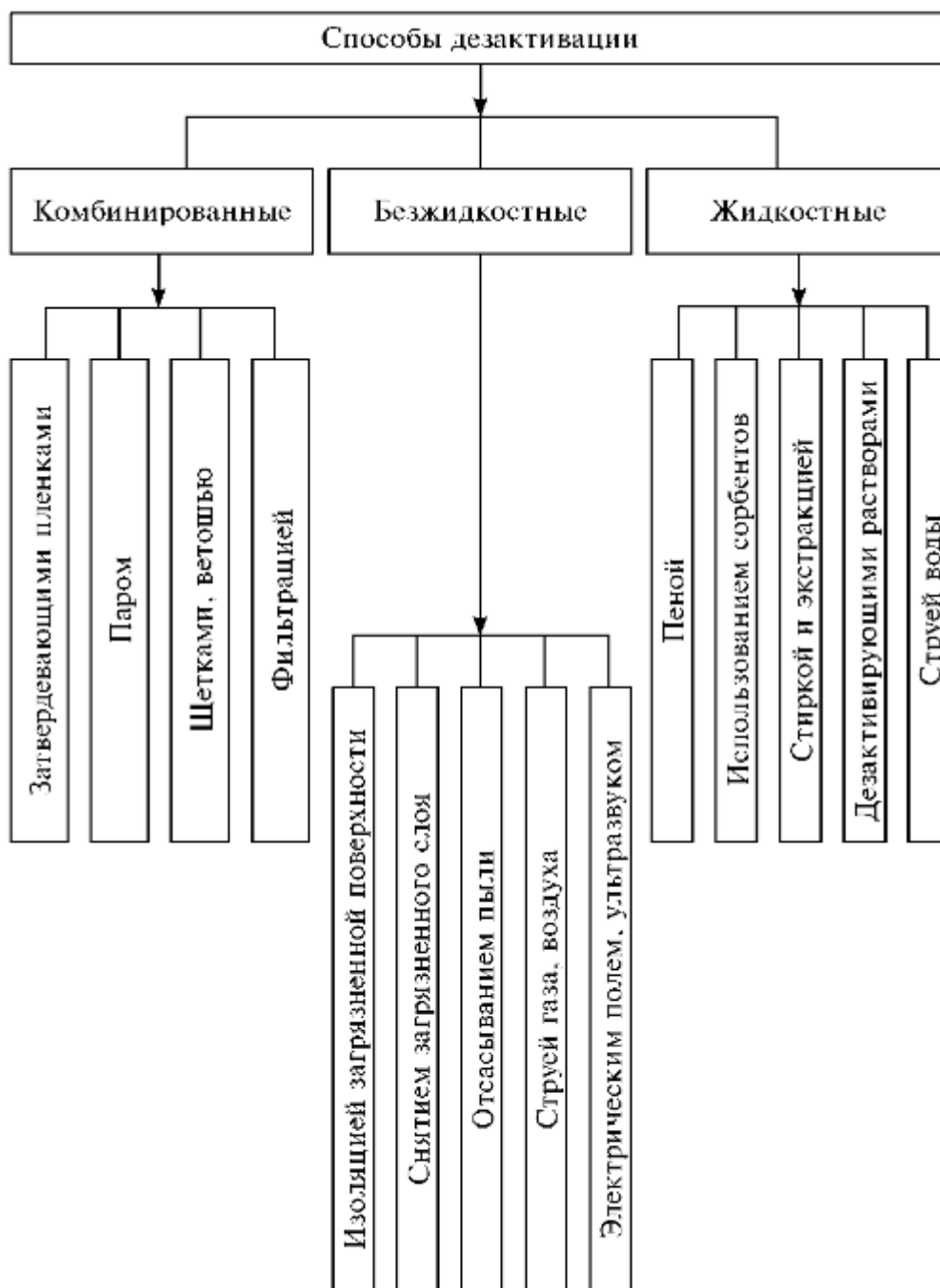


Схема 3.2. Классификация способов дезактивации

Для дезактивации применяют механические; физические; химические; биологические методы. Способы дезактивации реализуются в результате воздействия дезактивирующих растворов или сред на обрабатываемую поверхность с учетом особенностей объекта и используемых технических средств.

Существующие способы дезактивации можно классифицировать по различным признакам, которые, с одной стороны, определяются условиями радиоактивного загрязнения, а с другой - проведением самой дезактивации.

В основу классификации всех способов могут быть положены два основных принципа, определяющих агрегатное состояние дезактивирующей среды и особенности проведения собственно дезактивации. В зависимости от агрегатного состояния дезактивирующей среды все способы дезактивации можно подразделить на жидкостные и безжидкостные, а также комбинированные (схема 3.2).

Дезактивация помещений. При работе с открытыми источниками ионизирующих излучений может происходить загрязнение производственных помещений, оборудования, средств индивидуальной защиты в результате выпадения на них пыли, аэрозолей, конденсации паров или разбрызгивания жидкостей, содержащих радиоактивные вещества. Нельзя полностью исключить некоторую их утечку и распространение из специальных боксов, камер, вытяжных шкафов и других устройств, предназначенных для локализации радионуклидов и предотвращающих радиоактивное загрязнение воздуха, поверхностей помещений, приборов, оборудования, спецодежды и транспортных средств. Практически невозможно исключить радиоактивное загрязнение рабочих поверхностей при проведении ремонтных работ, вскрытии трубопроводов, защитных боксов и т. п.

Радионуклиды, сорбированные различными материалами покрытий, являются источниками радиоактивных аэрозолей и газов, потоков бета- и гамма-излучений. Таким образом, при загрязнении поверхностей возможно внутреннее и внешнее облучения, причем с увеличением степени загрязнения естественно возрастает и радиационная опасность.

Под радиоактивным загрязнением поверхности понимается наличие распределенных радиоактивных веществ на открытых поверхностях оборудования рабочих помещений (пол, стены, потолок), транспортных средств, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты в количествах, превышающих их естественное содержание.

Различают *снимаемое* (нефиксированное) и *неснимаемое* (фиксированное) радиоактивное загрязнение поверхности.

В первом случае радиоактивные вещества самопроизвольно или при эксплуатации оборудования переходят с загрязненной поверхности в воздух помещений и удаляются применяемыми способами дезактивации.

Во втором радионуклиды прочно зафиксированы материалами покрытий и не снимаются дезактивирующими растворами. Фиксирование радиоактивных веществ происходит вследствие следующих процессов:

- механического удерживания частиц радиоактивных элементов поверхностью за счет пористости, шероховатости и неровностей;
- химических реакций радионуклидов с молекулами материала (образования химических связей);
- физико-химического взаимодействия между радиоактивными веществами и материалом (сорбции);
- диффузии открытых источников ионизирующих излучений в глубь материала.

Если механически удерживаемые частицы загрязнения относительно легко могут быть смыты водой, дезактивирующим раствором или удалены с помощью некоторых механических усилий, то полное снятие химически связанных с поверхностью и сорбированных загрязнений часто является неразрешимой задачей. В случаях наличия интенсивных загрязнений, пролива радиоактивных растворов очистка поверхностей при несвоевременной уборке помещений является весьма сложным делом.

В обеспечении достаточной чистоты помещений большую роль играет правильный подбор отделочных материалов, применяемых в качестве защитных покрытий. В связи с этим в отделке помещений предъявляются требования, предусматривающие возможность легкого удаления радиоактивных веществ при их случайной рассыпке, пролипании или разбрызгивании.

Однако выбор материалов для покрытий помещений в значительной мере осложняется необходимостью учета конкретных условий, в которых предназначается применять тот или иной материал.

Общими и обязательными требованиями к материалам являются:

- минимальная сорбция радиоактивных веществ;
- легкая очистка от радионуклидов;

- технологичность применения, экономическая целесообразность;
- достаточная механическая прочность, термостойкость.

Кроме того, применение материала не должно сопровождаться выделением веществ, имеющих неприятный запах или обладающих токсическим действием на организм.

При выборе того или иного материала для покрытия пола и стен необходимо учитывать класс работ, количество применяемых радиоактивных веществ и характер проводимых операций. Примерные рекомендации по отделке поверхностей строительных конструкций даны в табл. 3.18.

Правильный выбор защитных покрытий является одним из условий, позволяющих обеспечить радиационную безопасность при работе с открытыми радиоактивными веществами.

Для предупреждения накопления радиоактивных загрязнений в помещениях, где проводятся работы с открытыми радиоактивными веществами, ежедневно должна проводиться влажная уборка.

В случае загрязнения всего помещения или его отдельных участков необходимо немедленно приступить к дезактивации. Если загрязнение представляет собой сухое вещество, следует собрать его слегка увлажненной тряпкой, не размазывая по чистым участкам. Если загрязнение представляет собой раствор, то собирать его нужно при помощи сухих, легко впитывающих тряпок или фильтровальной бумаги, не допуская размазывания по чистым участкам.

Большое количество пролитых радиоактивных жидкостей следует собирать при помощи переносных вакуумных насосов или засыпать сухими опилками с последующим удалением их. После этого поверхность обрабатывают водой и специальными моющими растворами.

Радиоактивные соединения в силу различных химических и физико-химических свойств обладают различной способностью сорбироваться на материалах. Загрязнения фосфора-32 (H_3PO_4) удаляются труднее, чем загрязнения радиоактивными изотопами кальция-45 ($CaCl_2$) и серы-35 (H_2SO_4).

Таблица 3.18. Отделка помещений при работе с радиоактивными веществами

Помещения	Рекомендуемая отделка:		
	полов	стен	потолков
I. Предназначенные для работ 1-го класса			
Операторские	Поливинилхлоридный пластикат	Эпоксидные краски и лаки, полиэтиленовая и поливинилхлоридная пленки	Перхлорвиниловые, глифталевые, на основе СВХ-40 краски
Ремонтно-транспортные	Поливинилхлоридный пластикат	Эпоксидные краски и лаки, полиэтиленовая и поливинилхлоридная пленки, перхлорвиниловые, глифталевые, на основе СВХ-40 краски, глазурованная плитка	Перхлорвиниловые, глифталевые, на основе СВХ-40 краски
II. Предназначенные для работ 2-го класса	Поливинилхлоридный пластикат	Перхлорвиниловые, глифталевые, масляные краски, полиэтиленовая и поливинилхлоридная пленки	Глифталевые краски
III. Предназначенные для работ 3-го класса	Поливинилхлоридный пластикат, линолеум, мелахская плитка, резин	Глифталевые, масляные краски на высоту 2 м	Клеевая краска

Некоторые соединения урана достаточно легко отмываются содовым, мыльно-содовым растворами. Такие изотопы как полоний, радий плохо дезактивируются даже с применением агрессивных растворов. Поэтому при выборе моющих средств следует учитывать материал, подлежащий очистке, и характер радионуклидов, загрязняющих материал.

Моющие растворы представляют собой специально подобранный состав химических веществ, обеспечивающих эффективное удаление радиоактивных загрязнений; действие моющих растворов основано на переводе частиц радиоактивных веществ в раствор и их удержании, не допуская обратного оседания на поверхность. Компоненты моющих растворов должны переводить радиоактивные загрязнения в растворимое или коллоидное состояние. Таким образом, составы моющих растворов должны включать поверхностно-активные вещества (ПАВ), а для получения растворимых соединений - *кислоты*, например соляную, азотную, щавелевую, лимонную и др.; *щелочи*, различные *комплексообразователи* (например трилон Б, полифосфаты).

Выбор моющих средств для дезактивации необходимо производить таким образом, чтобы они не повреждали обрабатываемую поверхность, которая в данном случае приобретает способность сорбировать радиоактивные вещества в большей степени.

Многочисленные композиции дезактивирующих растворов можно представить в виде трех групп, составленных на различной основе.

К *первой группе* относятся препараты, которые условно маркируются шифром СФ. Эти препараты предназначены для дезактивации техники, одежды и других объектов окружающей среды. Некоторые из них, в частности СФ-ЗК, применялись для проведения дезактивационных работ в атомной промышленности. Данные препараты в виде порошка, раствор из которого готовится разведением в воде (за несколько дней), использовались на месте проведения дезактивационных работ. Состав препарата СФ представлен в табл. 3.19.

Таблица 3.19. Состав препаратов типа СФ, применяемых для приготовления дезактивирующих растворов

Компоненты		Массовое содержание, %			
назначение	название	СФ-2	СФ-2У	СФ-3	СФ-3К
ПАВ	Алкилбензолсульфонаты	25	18	18–20	9
Комплексообразователи	Триполифосфат натрия		50		25
	Гексаметафосфат натрия			25	
	Тринатрийфосфат	30			
Кислота	Щавелевая	—	—	—	50
Активные добавки	Сульфат натрия	16	18	16	8
	Органический отбеливатель			2	1
Примеси	Несульфированные вещества и вода	29	7	35	7

В состав препарата типа СФ входят два основных компонента ПАВ и комплексообразователь, что является типичным для дезактивирующих растворов подобного класса. Эти средства эффективны для дезактивации методом орошения с одновременным воздействием щетки и в случае поверхностного загрязнения продуктами ядерных взрывов. Препараты СФ оказались неэффективными при обработке наружных поверхностей, что связано с особенностями радиоактивных загрязнений.

Во *вторую группу* препаратов входят окислители, кислоты и щелочи (табл. 3.20). Данные дезактивирующие растворы применяются для дезактивации замасленных, сильно

загрязненных и подвергшихся коррозии поверхностей, а также для удаления радиоактивных веществ в случае глубинного загрязнения.

Таблица 3.20. Деактивирующие растворы на основе окислителей и кислотных реагентов

Компоненты		Состав деактивирующих растворов, %, условные номера			
назначение	название	1	2	3	4
Окислитель	Перманганат калия	0,2	—	—	0,2
	Фторид натрия	—	0,5	—	—
Кислота	Азотная		4,0		
	Изабелевая			0,5	
	Шавелевая		0,5		
Щелочь	Едкий натр	4,0	—	—	4,0
СФ-2 У		—	—	0,5	—
СФ-3К				1,0	
Растворитель	Вода	95,8	95,0	98,0	95,8

Третью группу деактивирующих растворов (табл. 3.21) составляют суспензии, их основным компонентом является сорбент, в состав которого входит сульфитно-спиртовая барда (концентрат лигносульфоновых кислот, которые образуются при сульфитной варке целлюлозы совместно с нецеллюлозными углеводными композициями древесины и сульфитного щелока), бентонитовые глины, содержащие в основном монтмориллонит и цеолиты (клиноптилолит).

Эти суспензии применяют для деактивации внутренних и внешних поверхностей различных объектов, в том числе и вертикально расположенных. Большая вязкость и структурные свойства этих веществ позволяют им удерживаться определенное время на обрабатываемых поверхностях. Введенные в некоторые деактивирующие растворы окислители позволяют обрабатывать сильно загрязненные поверхности, в то же время препараты на основе СФ не дают необходимой эффективности.

Таблица 3.21. Суспензии на основе сорбентов

Компоненты		Состав деактивирующих растворов, %, условные номера			
назначение	название	1	2	3	4
Сорбент	Сульфитно-спиртовая барда	45	46		
	Бентонитовая глина		46	46	
	Цеолит (клиноптилолит)	—	—	—	15–20
Окислитель	Перманганат калия			0,2	
Кислота	Азотная		1,0		
	Изабелевая	—	—	—	0,5–1,5
	Шавелевая	2,5	1,0	—	—
Щелочь	Едкий натр			4,0	
Комплексообразователь	Трилон Б		1,0		0,3 0,4
СФ-2У		—	—	—	0,5–0,6
СФ-3К		2,5	1,0		
Растворитель	Вода	50,0	50,0	49,8	

Дезактивация кожных покровов. Следует отметить особую опасность загрязнения кожных покровов. В таких случаях вероятность поступления радионуклидов с рук в желудочно-кишечный тракт достаточно велика.

При очистке кожных покровов от радиоактивных загрязнений следует помнить: чем раньше к ней приступят, тем она будет эффективнее, так как длительная задержка радиоактивных загрязнений на коже приводит к их большей фиксации.

В большинстве случаев для обработки рук достаточно хорошо отмыть их теплой водой с применением мыла и щетки. При высоких уровнях загрязнения, когда мыло не дает должного эффекта, применяют различные специальные составы, в частности адсорбенты, комплексообразователи и растворители. Однако различные физико-химические свойства многочисленных радиоактивных элементов не дают возможности рекомендовать универсальные средства, поэтому специальные составы имеют весьма ограниченное применение. Так, при загрязнении рук торием и фосфором рекомендуют применять мыло с добавкой трилона Б, стиральные порошки; для очистки от загрязнений радием - каолиновое мыло.

Очистка воздуха. Очистка воздуха проводится на объектах, которые могут загрязнять атмосферный воздух радиоактивными газами и аэрозолями. При этом на данных предприятиях монтируются приточные, циркулярные и вытяжные вентиляционные системы.

В приточной системе воздух, подаваемый в помещения, подвергается кондиционированию (охлаждению или подогреву) и очистке от атмосферной пыли. Степень очистки достигает 90%, что снижает возможность поступления неактивных частиц, которые могут стать центрами образования радиоактивных аэрозолей. Рециркуляционная система обеспечивает необходимые температурно-влажностные условия для нормальной работы, а вытяжная система осуществляет очистку воздуха путем улавливания радиоактивных аэрозолей и радионуклидов йода. Основными узлами очистительной системы являются фильтры на основе фильтрующих материалов.

По степени эффективности очистки от радиоактивных загрязнений (в убывающем порядке) фильтрующие материалы можно расположить в следующей последовательности: из стекловолокна; тканевые; нетканые волокнистые; из металлических волокон; синтетических и естественных материалов.

Особую трудность вызывает улавливание мелких радиоактивных частиц диаметром менее 1 мкм. Высокодисперсные мелкие частицы способны длительное время, исчисляемое десятками суток, витать в воздухе. Особенно опасны эти частицы для организма человека, проникая через органы дыхания. Применение традиционных фильтрующих материалов для улавливания мелких частиц не всегда эффективно. Так, фильтры из бумаги и картона, а также из грубых стеклянных волокон диаметром 300 мкм обеспечивают степень очистки от радиоактивной пыли диаметром 0,2-0,4 мкм, равную 80-90%.

Для фильтрации высокодисперсных аэрозолей в атомной энергетике и других отраслях промышленности широкое распространение получили *фильтры Петрянова* (ФП). Они выдержали проверку в Чернобыле в качестве основного фильтрующего материала для респираторов и для очистки воздушной среды от высокодисперсных радиоактивных частиц. Разработаны различные модификации ФП, отличающиеся целевым назначением, размерами, материалами волокон и габаритами самого фильтра. В респираторах «Лепесток» ФП обладают ничтожным сопротивлением - 3 мм водяного столба, в то время как при использовании обычного противогаза сопротивление дыханию увеличивается в несколько раз.

Помимо фильтров в производственных условиях применяют и другие способы очистки воздуха, в частности с помощью *циклонов специальной конструкции*. Обнаруженные ранее процессы отрыва частиц и транспортировки под действием электрического поля нашли применение в практике очистки воздуха от

радиоактивных загрязнений. Электрическое поле используют для предотвращения распространения и улавливания радиоактивной пыли при аварии системы вентиляции, у хранилищ радиоактивных отходов и отработанного ядерного топлива. На пути запыленного потока монтируется своеобразный пылесос, состоящий из промежуточной металлической решетки и улавливателя - коллиматора. На решетку подается отрицательное напряжение, а на коллиматор - положительное. Потенциал, подаваемый на решетку, изменяет направление запыленного потока и подобно обычному пылесосу направляет его в коллиматор. Часть радиоактивных продуктов, особенно долгоживущие материнские радионуклиды, осаждаются на самой решетке. Короткоживущие и дочерние радиоактивные изотопы улавливаются коллиматором. Разработанная конструкция электропылесоса показала удовлетворительные результаты по очистке воздуха от радиоактивной пыли, активированной радионуклидами ^{227}Ac , ^{226}Ra , ^{32}P , ^{39}S , ^{43}Xe , ^{85}Kr .

Для улавливания радиоактивных частиц из воздушной среды также используют *магнитную ловушку*. Под действием магнитного поля возникают силы Лоренца, действующие на заряженные частицы в электромагнитном поле и направленные перпендикулярно оси воздуха, по которому движутся предварительно заряженные радиоактивные частицы. Под действием сил Лоренца направление движения потока радиоактивных изотопов изменяется и они направляются в пылесборник.

Дезактивация воды. Если загрязнение воды обусловлено радиоактивными частицами, которые образуют суспензию и (или) коллоидный раствор, то их удаление осуществляется седиментацией или оседанием, а также путем ускорения этого процесса за счет флокуляции и добавок различных реагентов. Фильтрация и выпаривание позволяют избавиться как от радиоактивных частиц, особенно высокодисперсных, так и от растворенных радионуклидов. С помощью ионообменной адсорбции и мембранной технологии удаляются растворенные радиоактивные загрязнения. В общем виде очистка воды представлена на схеме 3.3, где показаны возможные технологические цепочки.

Очистка водоемов и дождевых стоков. В реках и озерах радионуклиды могут находиться в трех различных состояниях: в виде их растворов (истинных и коллоидных); суспензии, образующей осадок; и в состояниях, перешедших в биомассу, в том числе и в слой ила. Суммарное содержание радиоактивных изотопов в слое ила изменяется от 50 до 99% по экспоненте на глубине 0,2, 1,0 и 10 см. Одни и те же радиоактивные вещества могут находиться в различных состояниях. Радионуклиды кобальта, рутения, йода, стронция, рубидия распространены в этих трех позициях примерно равномерно. Цезия больше в грунте, а примерно 50% церия переходит в биомассу. Подобное распределение радионуклидов для других водоемов может быть совершенно иным.

Распределение радиоактивных изотопов в водоемах обуславливает способ их очистки. Так, например, в районе расположения ЧАЭС до мая 1986 г очистка водоемов проводилась эпизодически, но после аварии она приняла массовый характер. Наибольшую опасность представляли радионуклиды, растворенные в воде. Для очистки от них в воду, в частности в р. Припять, сбрасывались с самолетов и вертолетов сорбенты-цеолиты и силикагель. В качестве профилактических мероприятий возводились дамбы и другие гидротехнические сооружения. Потребовались большие массы природных сорбентов в качестве своеобразных гидрозатворов.

Глины Дашуковского месторождения, особенно с добавкой NaCl , обладают наибольшей адсорбционной способностью. Они были рекомендованы в качестве сорбентов гидрозатворов различных сооружений в районе расположения ЧАЭС.

Следует отметить, что приведенные сведения получены в статических условиях и являются относительными; они не могут характеризовать фактическую степень очистки воды в реальных динамических условиях.

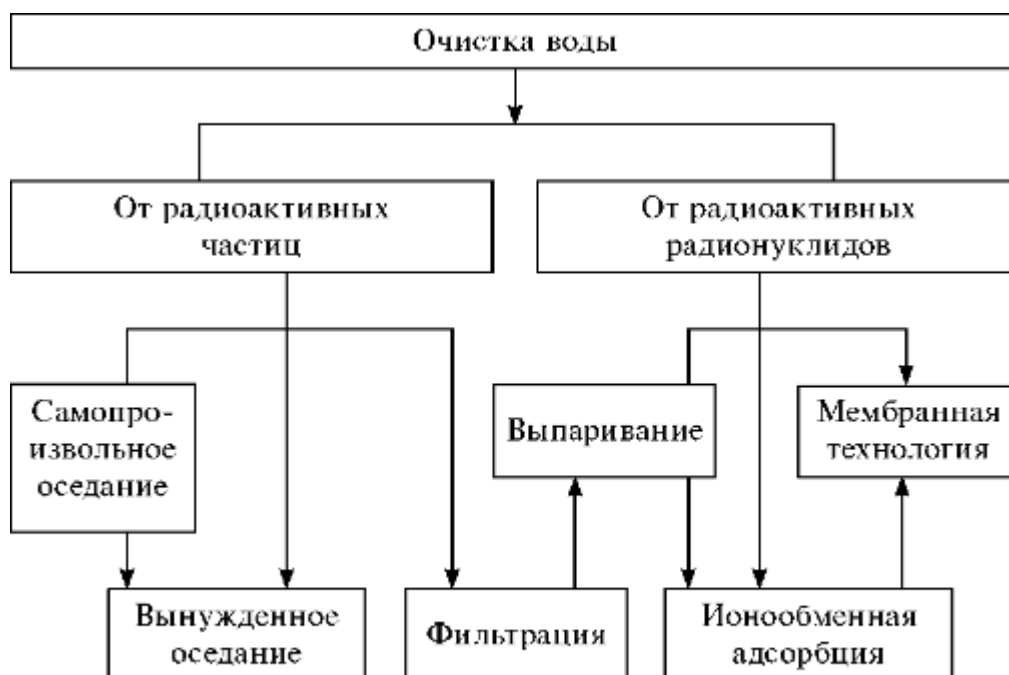


Схема 3.3. Способы очистки воды

В зависимости от степени радиоактивного загрязнения различают *слабую* и *повышенную* активность дождевых стоков.

Технология очистки стоков *слабой* активности заключалась в следующем: загрязненный сток поступал в карты, проходя через фильтрующую загрузку, где радиоактивные загрязнения снижались на два порядка, а затем очищенная вода поступала в пруд-охладитель.

Загрязненные воды с *повышенной* активностью предварительно обрабатываются в аккумулирующей емкости, где производилась очистка путем седиментации. Из аккумулирующей емкости с помощью насосной станции вода подается в карту, которая представляет открытую железобетонную емкость, ограниченную разделительными стенками. В нижней ее части расположены дренажные ниши и трубы, через которые фильтрат уходит за пределы карты. Карта представляет собой гигантский фильтр, дренажные трубы которого заполнены слоями щебня высотой 30 см, адсорбента и ионита (200 см), клиноптилолита (вид цеолита) и песка (30 см). Производительность одной карты 1470 куб. м в сутки. Годовая производительность десяти карт - очистка 30,2 млн. куб.м загрязненной воды. При скорости фильтрации 5 куб. м в сутки степень очистки по отношению к ^{134}Cs , ^{137}Cs составляет 98-99%; по общей бета- и суммарной гамма-активности - 94-95%.

Для селективной очистки природных водоемов, в том числе колодцев, от изотопов цезия и стронция применяется клиноптилолит и ферроцианидный сорбент. После переработки на специальной установке с использованием этих сорбентов концентрация радионуклидов в очищенной воде значительно снижается.

Очистка промышленных сбросов и трапных вод. К промышленным сбросам относятся загрязненные воды контуров ядерных энергетических установок и после дезактивации этих контуров, а также образующиеся в результате аварийных выбросов. *Трапные воды* образуют отработавшие дезактивирующие растворы, воды очистительных фильтров, санпропускников и др. В отличие от промышленных стоков, трапные воды образуют малоактивные отходы. В зависимости от вида растворов в воде радиоактивных частиц для очистки применяют седиментацию, фильтрацию, ионнообменную адсорбцию.

Дезактивация продовольствия. Радиоактивное загрязнение пищевого сырья, животных и растительных организмов ведет к загрязнению продовольствия. Возможно также попадание радиоактивных изотопов на продукты питания.

Особенности радиоактивного загрязнения пищевого сырья определяют условия последующей дезактивации. Радиоактивные вещества, попадая в растения, неравномерно распределяются в них.

Овощи и фрукты, имеющие гладкую поверхность (помидоры, яблоки, сливы и др.), загрязняются радионуклидами главным образом снаружи. В продуктах, имеющих шероховатую поверхность сложной конфигурации, таких как капуста, персики, малина, радиоактивные элементы могут проникать вглубь.

В яблоках стронций-90 большей частью находится в кожуре, а в мякоть переходит меньше половины радионуклида. Значительная часть этого изотопа в луке переходит в шелуху.

В пшенице ^{90}Sr распределяется следующим образом: зерно - 0,81 Бк/кг, отруби - 2,21, мука - 0,16 Бк/кг. В рисе: зерно и отруби - 0,18, после помола - 0,04 Бк/кг. Зернопродукты, пшеница, рис и другие загрязняются главным образом с внешней стороны, а в отруби переходит большая часть радиоактивных веществ. Если сыпучие пищевые массы находятся в емкости или навалом, то радиоактивные изотопы могут проникать внутрь этих масс, в частности для зерна на 5-6 см, муки 0,5-1,0, крупы 1,0-2,0, соли 0,5-1,0 и сахара до 1,2 см.

В яйцах стронций-90 сосредоточивается в скорлупе, удельная активность которой составляет 13,0 Бк/кг, в яичной массе она снижается до 0,06.

Продовольствие, как правило, хранится в таре, мешках, ящиках, полимерных упаковках. Тара способна удерживать 80-100% радиоактивных загрязнений и служит своеобразной изолирующей средой. Поэтому в первую очередь тара подвергается дезактивации: протиранием щетками, отсасыванием пыли, струей воды, влажным тампоном и другими способами. Во всех случаях, в том числе и в процессе дезактивации, необходимо избежать возможности попадания радионуклидов в продукты питания.

К дезактивации продовольствия необходимо подходить тщательно. Способы дезактивации продовольствия следует рассматривать в зависимости от его состояния - твердого, сыпучего или жидкого, а также с учетом особенностей самого продукта.

Дезактивация путем снятия верхнего загрязненного слоя характерна для таких продуктов как рыба, мясо, хлеб, сливочное масло, овощи, фрукты и др. Фрукты и овощи, имеющие шероховатую поверхность и сложную конфигурацию, перед употреблением следует тщательно помыть, а у яблок, груш, персиков снять кожицу. Промывка особенно эффективна, когда загрязнение произошло радиоактивными частицами, которые распределяются на поверхности фруктов и овощей.

Некоторые виды продуктов (рис, фасоль и др.) после промывки необходимо тщательно высушить. При загрязнении корнеплодов (картофель, лук, морковь, свекла и др.) короткоживущими радионуклидами их можно оставить в поле на некоторое время для естественного радиоактивного распада. После уборки урожая корнеплоды тщательно очищают от грунта, промывают и еще раз очищают. Легко подвергаются дезактивации продукты, защищенные изолирующим слоем, который удаляется перед употреблением. К ним относятся зерно, горох, капуста, фасоль, картофель, цитрусовые, дыня и др.

Дезактивацию зерновой насыпи проводят удалением верхнего загрязненного слоя, избегая перемешивания с нижележащими слоями. Поэтому верхний загрязненный слой снимают пневматическими устройствами для погрузки зерна. Возможно нанесение на поверхность зерна мучного смета и заливка его водой; образующаяся после высыхания корка, исполняющая роль дезактивирующей пленки, снимается вместе с радиоактивными загрязнениями. Подобным образом дезактивируют муку, которая хранится в насыпи. Если радионуклиды проникли в глубь зерна, его необходимо промыть, для чего используют

мельничные моющие машины, и просушить. Дезактивация зерновых насыпей - процесс трудоемкий, требующий постоянного дозиметрического контроля.

Дезактивация продовольствия происходит в процессе переработки пищевого сырья. Подобным образом дезактивируют сахар, получаемый из сахарной свеклы, масленичные и волокнистые культуры. Дезактивации продуктов сопутствует консервирование. В процессе подготовки продуктов к консервированию их предварительно промывают и бланшируют (обрабатывают паром), при этом удаляются радиоактивные вещества. Когда консервируют овощи или фрукты, загрязненные стронцием-90, коэффициент дезактивации достигает 6; шпината - 1,3; зеленого горошка - 3,5; моркови - 1,3; помидоров - 1,5; персиков - 2,0.

Кипячение сухих губчатых и пластинчатых грибов в течение 30 мин позволяет извлечь 77% цезия-137. При варке овощей удаляется примерно половина серы-35.

Дезактивация молока. Из всех пищевых продуктов особое значение приобретает дезактивация молока. Освобождение молока от радиоактивных загрязнений по аналогии с водой следовало бы назвать очисткой, но этот термин в отношении молока не применяется. Молоко - один из основных источников поступления в организм радионуклидов ^{134}Cs , ^{137}Cs и особенно ^{131}I . Йод-131 в молоке распределяется неравномерно: в молозиве его в 2-3 раза больше, чем в его жировой фазе. Общее же количество радиоактивных изотопов по мере уменьшения его концентрации в молоке можно представить в виде следующего ряда: йод-131 > кальций-45 > цезий-137 > стронций-90.

На практике используют следующие способы дезактивации: технологический; ионообменный; с помощью сорбентов.

Технологический способ заключается в переработке загрязненного молока на сливки, сметану, масло, творог, сыр, сухое, сгущенное молоко, при этом получается продукт с более низким содержанием радионуклидов.

В связи с тем что стронций-90 соединяется с белками, необходимо разрушить эти соединения и перевести этот изотоп в растворимую фазу. Для этого молоко подкисляют лимонной или соляной кислотами, с которыми ^{90}Sr образует растворимые соли. Впоследствии они легко удаляются вместе с сывороткой и пахтой, которые получают в процессе переработки молока.

При сепарировании основная масса радиоактивных веществ, особенно йода и цезия, удаляется с обезжиренным молоком, а получающиеся сливки содержат значительно меньше этих изотопов. Чем выше жирность сливок, тем меньше в них радионуклидов: при обезжиривании могут удаляться до 90% йода-131, цезия-137, стронция-90. При сбивании сливок в масло происходит дальнейшее уменьшение удельной радиоактивности этих изотопов. В итоге в продукте остается лишь 1-3% первоначального количества радиоактивных веществ. Основная часть радионуклидов остается в пахте. В топленом масле их остается еще меньше, чем в сливочном: стронций-90 и цезий-137 практически отсутствуют, а йод-131 снижается до десятых долей процента по отношению к содержанию в исходном молоке. Следует учесть, что при длительном хранении сливочного и топленого масла (по крайней мере, свыше года) происходит снижение активности в продукте за счет естественного радиоактивного распада.

Для получения казеина, творога и сыра необходимо свертывание молока. В случае приготовления сыра сычужным способом (российский, голландский, костромской и др.) до 80% стронция-90 переходит в готовый продукт. В случае использования кислотного способа производства кисломолочных сыров, творога и пищевого казеина стронций-90 образует растворимые соли, которые выводятся вместе с сывороткой в процессе прессования продукта.

Следует отметить, что при использовании кислотного и сычужного способов до 80% йода-131 и цезия-137 остаются в продукте.

Сгущенное сухое молоко рекомендуется изготавливать при загрязнении продукта короткоживущими радионуклидами йода, а использовать готовый продукт можно только после 6-12 месяцев хранения. Оставшиеся после переработки сыворотка и пахта обычно уничтожаются.

Таким образом, технологические способы дезактивации позволяют в 3-4 раза снизить радиоактивные загрязнения готового продукта. Если загрязнение молока в 2-3 раза выше допустимой нормы для йода-131, то молоко перерабатывается на все виды молочных продуктов. Когда загрязнение превышает норму в 3 раза, а радиоактивные изотопы имеют период полураспада до 20 сут., можно производить все виды продуктов, кроме сливок и сметаны.

Ионообменная адсорбция осуществляется с использованием катионита. После катионита обработка молока осуществляется анионитом в гидрокислой или хлорированной форме. В анионите идет удаление йода-131. Процесс дезактивации включает: подготовку ионитов и при необходимости их регенерацию; фильтрацию через катионит и анионит; мойку и регенерацию ионитов.

В качестве сорбента используют модифицированный силикагель, обладающий избирательной адсорбцией по отношению к цезию и частично стронцию. Коэффициент распределения равен соответственно 9 и 3,5. Фильтрация молока происходит через гранулированный силикагель; причем один объем сорбента способен очистить 70 объемов молока, а в последующем требуется его регенерация. Кроме того, в качестве сорбентов используется цеолит (клиноптилолит), обладающий большой селективностью по отношению к цезию-137 и меньшей - к стронцию-90. Один объем цеолита может дезактивировать 50 объемов молока, но, в отличие от силикагеля, цеолит не поддается регенерации.

Таким образом, дезактивация молока специфична. Она может осуществляться в процессе переработки молока и с использованием ионитов и сорбентов. Предпочтение все же следует отдать технологическим способам дезактивации, которые позволяют получить готовые безопасные продукты питания.

Определение уровней загрязненности поверхностей радиоактивными веществами. Измерение уровней загрязненности различных поверхностей открытыми источниками ионизирующих излучений осуществляется *прямым методом* (радиометрическими, дозиметрическими приборами) и *методом мазков* с последующим радиометрическим или спектрометрическим измерением тампонов.

Приборы для контроля за плотностью потоков заряженных частиц, нейтронов и уровнем радиоактивного загрязнения.

- Универсальный радиометр-дозиметр МКС-РМ 1501 - предназначен для измерения плотности потока, флюенса альфа-, бета-частиц, нейтронов, эквивалентной дозы и мощности эквивалентной дозы рентгеновского, гамма, нейтронного излучений с энергией 0,04-10,0 МэВ.

- Сигнализаторы пороговые - регистрирующие загрязнения кожных покровов рук альфа-, бета-излучающими радионуклидами.

- Стационарные радиометрические приборы - используются для контроля загрязненности радиоактивными веществами спецодежды, рук работающих.

- Загрязненность рабочих поверхностей радиоактивными веществами рассчитывают по формуле:

$$U_{3_{\text{поверх}}} = \frac{(N_{\text{поверх без фильтра}} - N_{\text{поверх с фильтром}})}{\eta \cdot S},$$

где $U_{3_{\text{поверх}}}$ - уровень загрязнения поверхности радиоактивными веществами, част/(мин·см²); $N_{\text{поверх без фильтра}}$ - скорость счета от загрязненной поверхности и радиационного фона, имп./мин (с учетом бета- и гамма-излучений); $M_{\text{поверх}} \text{ и } M_{\text{фильтром}}$ -

скорость счета от загрязненной поверхности и подложенного под детектор алюминиевого фильтра, имп./мин (с вычетом бетаизлучения); S - площадь детектора прибора, см²; π - чувствительность радиометра к излучению нуклида при принятом расположении образцового источника, имп./мин-Бк.

$$\eta = \frac{N_{\text{рад. эталона}} - N_{\text{фон}}}{A_{\text{рад. эталона}}},$$

где $B_{\text{рЛэталона}}$ - значение скорости счета от образцового источника и радиационного фона, имп./мин; $B_{\text{фон}}$ - скорость счета от радиационного фона, имп./мин; $A_{\text{рДэталона}}$ - активность нуклида в образцовом источнике (по паспорту), имп./мин-Бк.

Метод мазков. Данные исследования применяются в случаях, когда непосредственное измерение уровней загрязненности поверхностей радионуклидами является затруднительным (при наличии повышенного радиационного фона), при необходимости дать качественную оценку загрязнения (определить плотность фиксированной и снимаемой загрязненности, какой радиоактивный элемент попал на поверхность и т.п.)

Сущность метода заключается в снятии радиоактивных веществ с загрязненной поверхности тампоном (фильтровальная бумага, марля, вата) с последующим определением уровня радиоактивности.

Эффективность снятия мазков зависит от ряда причин (характера поверхности, вида тампона, качества снятия и др.). Данная методика практически не поддается стандартизации и поэтому метод не является высокоточным. Вместе с тем он прост в исполнении, может быть использован даже при отсутствии под рукой нужных приспособлений и дает необходимые сведения об уровне и характере загрязнения поверхностей.

Мазки можно брать сухими и влажными материалами. Смачивание водой или кислотой тампона, которым берут мазок, повышает чувствительность метода, однако несколько затрудняет выполнение последующих операций. Во многих случаях, особенно когда имеется загрязнение гладких поверхностей (сталь, плитки и т.п.), а уровни загрязнения значительны, вполне приемлем сухой метод.

При взятии мазков необходимо соблюдать следующие требования.

1. При определении загрязненности рабочих поверхностей, оборудования мазки берут с площади не менее 150 см²;

2. При проверке радиоактивной загрязненности закрытых радиоактивных источников мазки берутся с рабочей поверхности источников;

3. Взятие мазков увлажненными тампонами производят в тех случаях, когда кислоты не разрушают материал контролируемой поверхности;

4. Ватные тампоны для взятия мазков с рабочих поверхностей закрытых радиоактивных препаратов смачивают в воде.

Для тщательного контроля загрязненности поверхностей применяют трехкратное взятие мазков. Поверхность поочередно протирают двумя тампонами, увлажненными 1 н. азотной кислотой, после чего вытирают сухим. Все три тампона складывают в одну чашку Петри и направляют в лабораторию.

Для более точной оценки уровня и характера загрязнения поверхности радиоактивными веществами необходимо учитывать так называемый коэффициент снятия (табл. 3.22). Для этого проводят значительное число измерений и сопоставляют уровень загрязнения поверхности известной величины с активностью мазков и последующим расчетом средних коэффициентов.

Таблица 3.22. Средние коэффициенты снятия мазков

Метод снятия мазков	Средний коэффициент, %
Фильтровальной бумагой	20
Марлевым (ватным) тампоном, смоченным водой	60
Марлевым (ватным) тампоном, увлажненным 1 н. азотной кислотой	90
Последовательно двумя марлевыми (ватными) тампонами, увлажненными 1 н. раствором азотной кислоты	90–100

Коэффициент снятия (K_c) для каждого мазка определяется формулой:

$$K_c = \frac{Q_m}{Q_n},$$

где Q_m - полная активность мазков; Q_n - полная активность протертой поверхности.

$$Q_n = g \cdot S,$$

где g - удельная активность (Бк/м²); S - площадь, протертая тампоном (м²).

Определение уровней радиоактивной загрязненности с помощью мазков осуществляется двумя способами.

1. Непосредственное измерение радиоактивности тампонов с помощью вышеперечисленных радиометрических приборов.

Расчет в этом случае проводится по формуле:

$$A = \frac{S_{дат}}{S} \cdot N,$$

где A - уровень радиоактивной загрязненности исследуемых поверхностей, част/(см²·мин); $S_{дат}$ - площадь датчика прибора, см²; S - площадь, с которой отбирается мазок, см²; N - показания радиометра, част/(см²·мин).

2. Радиометрическое измерение озоленных тампонов. Все три тампона обсушивают в тигле на электроплитке, затем переносят в муфельную печь (температура в печи не более 400 °С). В печи тампоны выдерживают до полного сгорания, после чего активность пепла измеряют на соответствующих радиометрических установках. Активность оценивают по формуле:

$$A = \frac{(N_{обр} - N_{фон})}{2 \cdot K \cdot \eta \cdot S} \cdot 100,$$

где $N_{обр}$ - скорость счета образца и фона (имп./мин); $N_{фон}$ - скорость счета от естественного радиационного фона; η - коэффициент эффективности установки, найденный по образцовому излучателю; S - площадь снятия мазков (см²); K - коэффициент снятия мазка (%); 2 - поправка на геометрию счета.

Найденные величины сравнивают с общими (снимаемое и фиксированное) допустимыми значениями радиоактивного загрязнения поверхностей (табл. 3.23).

При установлении этих уровней были приняты следующие положения:

1. Суммарная поглощенная доза, полученная организмом за счет внешнего и внутреннего облучений, не должна превышать установленного основного предела дозы облучения;

2. При попадании в организм альфа-активные вещества представляют большую опасность, чем бета-активные;

3. Допустимые уровни загрязненности для рук и других частей тела должны быть меньше, чем для других поверхностей, так как вероятность попадания радиоактивных веществ внутрь организма в этом случае больше, чем в других;

4. Уровни общего радиоактивного загрязнения кожи определены с учетом проникновения доли радионуклида в кожу и организм. При расчете предполагали, что общая площадь загрязнения не превышает 300 см².

Таблица 3.23. Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты, (част/см²-мин) [НРБ-99]

Объект загрязнения	Альфа-активные ¹ нуклиды		Бета-активные нуклиды
	отдельные ²	прочие	
Неповрежденная кожа, спец-белье, полотеппа, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200 ³
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, паружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в сапплозах	50	200	10000

Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных альфа-активными радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение; для остальных поверхностей - суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение.

К отдельным относятся альфа-активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность (ДОА) которых в воздухе рабочих помещений < 0,3 Бк/м³.

Установлены следующие значения допустимых уровней загрязнения кожи, спецбелья и внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для Sr-90 + Y-90 - 40 част/(см²мин).

Примеры ситуационных задач

Задача № 1

В радиологической лаборатории 3-го класса, лаборантка случайно уронила бутылку с раствором радиоактивного ¹⁹⁸Au (период полураспада - 2,69 сут.) на пол. Емкость разбилась, раствор растекался по линолеуму, попал в щели между плиткой, полом и в места стыков покрытия. Брызги попали на стену, окрашенную водноэмульсионной краской.

Лаборантка надела резиновые перчатки, собрала сухой тряпкой жидкость, затем тряпку промыла под краном в раковине. После этого она вымыла пол и стены водой со

стиральным порошком, сливая воду в раковину. О данном происшествии никого не проинформировала.

Лаборатория имеет холодное и горячее водоснабжение, краны смесителей открываются с помощью локтевого переключателя. В лаборатории ежедневно образуется около 10 л радиоактивных отходов, удельная активность которых в 12 раз превышает уровень вмешательства при поступлении с водой. Специальной канализацией лаборатория не оборудована. Радиоактивные отходы разбавляются водой и сливаются в хозяйственно-бытовую канализацию.

Задание

Дайте оценку действий лаборантки. Предложите меры по ликвидации данного радиоактивного загрязнения.

Решение

1. О происшествии необходимо сообщить администрации, службе радиационной безопасности медицинского учреждения, в территориальный центр Роспотребнадзора.

2. Сотрудники службы радиационной безопасности предприятия должны провести оценку мощности эквивалентной дозы на месте происшествия.

3. В зависимости от масштаба радиоактивного загрязнения и величин мощности измеренных доз составить подробный план ликвидации последствий радиоактивного происшествия.

4. Разлитый радиоактивный раствор золота-198 необходимо собирать при помощи сухих тряпок или фильтровальной бумаги.

5. Пролитую радиоактивную жидкость можно засыпать сухими опилками.

6. Учитывая, что период полураспада золота-198 - 2,69 сут., выдержать засыпанный опилками раствор в течение 10 сут.

7. Через 10 сут. провести контрольное измерение мощности эквивалентной дозы, уровней загрязненности и принять решение о дальнейшем использовании помещений и возобновлению работ с ИИИ.

8. Выделить в радиологической лаборатории помещение и емкости для хранения короткоживущих радиоактивных отходов.

Задача # 2

В радиологической лаборатории 1-го класса в помещении постоянного пребывания персонала для определения радиоактивной загрязненности бета-радионуклидами рабочей поверхности лабораторного стола взят мазок сухим методом. Площадь датчика прибора 250 см², площадь снятия мазка 245 см², показания радиометра при исследовании марлевого тампона 3000,0 β-частиц/(см²-мин).

Задание

1. Рассчитайте уровень радиоактивной загрязненности рабочей поверхности лабораторного стола.

2. Сравните полученные результаты с допустимыми уровнями общего радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, приведенными в нормах радиационной безопасности (НРБ-99).

Решение

1. Расчет уровня радиоактивной загрязненности поверхности лабораторного стола.

$$A = \frac{S_{\text{дзм}}}{S} \cdot N = \frac{250}{245} \cdot 3000 = 3020 \text{ } \beta \text{ частиц}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин}).$$

$$A = \frac{S_{\text{дзм}}}{S} \cdot N = \frac{250}{245} \cdot 3000 = 3020 \text{ } \beta \text{ частиц}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин}).$$

2. Уровень радиоактивной загрязненности поверхности лабораторного стола превышает допустимый уровень радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей бета-активными нуклидами.

Необходимый план дальнейших действий:

1. Запретить работу в помещении радиологической лаборатории.
2. Найти источник образования бета-активных нуклидов и причины их распространения в помещении.
3. Провести детальное обследование уровней радиоактивной загрязненности в помещении.
4. Организовать измерение мощности эквивалентной дозы.
5. Провести дезактивацию помещения суспензий на основе сорбентов.
6. После проведения профилактических работ необходимо организовать контрольные измерения уровней радиоактивной загрязненности и мощности эквивалентной дозы в помещении.

Контрольные вопросы

1. Определите условия образования радиоактивных загрязнений и последствия их воздействий на окружающую среду.
2. Что включает «дезактивация» и «очистка» объектов окружающей среды?
3. Определите и опишите виды радиоактивных загрязнений объектов окружающей среды.
4. Какие методы и способы дезактивации вы знаете?
5. При работе с какими источниками ионизирующих излучений и при каких условиях может происходить загрязнение производственных помещений радиоактивными веществами?
6. Какие виды загрязнения помещений радиоактивными веществами вам известны?
7. Какие требования предъявляют к материалам для покрытий помещений при работе с открытыми источниками ионизирующих излучений?
8. Требования, предъявляемые к моющим растворам для удаления радиоактивных загрязнений.
9. На какие три группы можно разделить дезактивирующие растворы?
10. В каких случаях и при каких условиях необходимо проводить дезактивацию кожных покровов?
11. Назовите способы очистки воздуха от радиоактивных газов и аэрозолей.
12. Как и какими способами проводится очистка воды от радиоактивных веществ?
13. Дайте характеристику особенностям радиоактивного загрязнения пищевых продуктов.
14. Какие способы дезактивации продуктов от радиоактивных веществ вы знаете?
15. Назовите основные способы дезактивации молока.
16. Какие способы определения уровней загрязненности различных поверхностей открытыми источниками ионизирующих излучений вам известны?
17. Какие требования необходимо соблюдать при определении уровней загрязненности поверхностей методом мазков?
18. Назовите основные положения при установлении допустимых уровней радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты.

3.5. СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Цель занятия: организация и проведение контроля радиационной безопасности объектов окружающей среды спектрометрическими методами исследований.

Практические навыки и умения: изучить и освоить методы спектрометрических исследований, применяемые в радиационной гигиене.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Проведите гамма-спектрометрический анализ радионуклидов в пробах окружающей среды (строительных материалах, продуктах питания).
3. Дайте анализ полученным результатам исследования.
4. Сравните полученные данные с существующими гигиеническими требованиями и нормативами.
5. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Источники ионизирующих излучений характеризуются большим числом параметров, для измерения которых необходима разнообразная аппаратура.

Достаточно часто предметом измерения в радиометрии являются не макрообъекты, а элементарные частицы, кванты, фотоны и т. п. Это определяет специфику методов радиометрических измерений.

Задачи, возникающие при создании радиометрической аппаратуры для регистрации ионизирующих излучений, включают не только регистрацию тока в цепи детектора или числа поступающих импульсов. Помимо измерения потока частиц или квантов, дальнейшего расчета радиоактивности во многих случаях необходима более полная информация о природе излучения.

Большинство подобных задач решают исследованием параметров импульсов, поступающих от детекторов. Измеряемые дискретные сигналы помимо таких параметров как число или средняя частота характеризуются амплитудой, геометрической формой и временем появления. Регистрация этих характеристик позволяет установить основные параметры источников ионизирующих излучений: энергию; вид частиц, временную корреляцию, пространственные характеристики.

Эти задачи помогают решить устройства, составляющие самостоятельный класс приборостроения, - спектрометрическая аппаратура.

Приборы для спектрометрических исследований. Объектом измерения в ядерном приборостроении являются эффекты, связанные с воздействием излучений на различные вещества, а также физические константы и величины, характеризующие излучения радиоактивных изотопов. Спектрометры используются для изучения структуры атомных ядер и ядерных взаимодействий, качественного и количественного анализа вещества, распределения частиц по энергии.

По своему назначению, принципам построения и параметрам спектрометрические анализаторы можно разделить на четыре основные группы:

- одноканальные амплитудные анализаторы;
- амплитудные многоканальные анализаторы с числом каналов 50-100 (128);
- универсальные многоканальные амплитудно-временные анализаторы с числом каналов 200-1000;
- многоканальные анализаторы с числом каналов более 1000, позволяющие производить временной и многомерный анализ.

Спектрометры различаются также быстродействием, емкостью счета, нелинейностью измерительной характеристики, сложностью, стоимостью и рядом других характеристик.

В последние годы рядом отечественных приборостроительных фирм освоен выпуск спектрометрической аппаратуры - альфа-, бета-, гамма-спектрометры нового поколения. Практически все эти спектрометры работают только в сочетании с ЭВМ, которая является

их неотъемлемой частью. Поэтому обычно говорят о спектрометрических программно-аппаратных комплексах.

В *альфа-спектрометрах* используют полупроводниковые детекторы, что позволяет значительно повысить надежность их работы и энергетическое разрешение. Альфа-спектрометры позволяют исследовать изотопный состав и измерить активность альфа-излучателей в тонких спектрометрических счетных образцах, полученных с помощью специальных радиохимических методик. Данные спектрометры являются единственным средством, позволяющим посредством прямых измерений получить информацию о содержании альфа-излучающих радиоактивных веществах в почве, воде, биологических пробах, воздухе и т. д. Минимально измеряемая активность составляет обычно порядка 0,01 Бк/ч измерений.

В *бета-спектрометрах* используют блоки детектирования на основе пластического сцинтиллятора. Естественный радиационный фон уменьшают с помощью свинцовой защиты толщиной 50 мм. Бета-спектрометры предназначены для измерений активности ^{90}Sr ; ^{40}K ; ^{137}Cs . Иногда их применяют для измерения ^{214}Bi или других бета-излучающих радионуклидов в пищевых и сельскохозяйственных продуктах, биологических пробах и т. п. Несмотря на различную конструкцию и программное обеспечение, бета-спектрометры имеют близкие характеристики. Нижний предел измерений для ^{90}Sr составляет около 1 Бк за час измерений.

Гамма-спектрометры в зависимости от типа используемого детектора делятся на две группы: полупроводниковые и сцинтилляционные. Наиболее простыми в эксплуатации являются *сцинтилляционные спектрометры*. Эти спектрометры используют, как правило, сцинтилляционные детекторы размерами 63 × 63 мм в защите толщиной 50 мм. Пробы размещаются в сосудах Маринелли, чашках Петри или других сосудах. Спектрометры позволяют измерять активность гамма-излучающих радионуклидов в счетных образцах известного радионуклидного состава с небольшим количеством радионуклидов (обычно не более 5). Чаще всего измеряются ^{40}K ; ^{134}Cs ; ^{137}Cs ; ^{232}Th ; ^{226}Ra в пробах продуктов питания, строительных материалах, биологических пробах, воде и т. д. Минимально измеряемая активность в пробе с помощью таких спектрометров составляет, как правило, по ^{137}Cs - 2-3; ^{232}Th - 3-7; ^{226}Ra - 4-10; ^{40}K - 30-80 Бк.

Для проб со сложным и неизвестным заранее радионуклидным составом применяют *полупроводниковые гамма-спектрометры*. Эти аппаратные комплексы имеют лучшее энергетическое разрешение, позволяющее идентифицировать радиоактивные элементы с близкими энергиями гамма-излучения. Для уменьшения естественного радиационного фона используется защита из свинца или комбинированная (свинцово-медная) толщиной 50-100 мм. Минимально измеряемая активность составляет для таких комплексов 1-10 Бк в зависимости от типа детектора.

Кроме стационарных спектрометров существуют их переносные модификации, измерительные параметры которых по чувствительности, как правило, несколько ниже. В радиационном контроле используют следующие измерительные комплексы.

Измерительный комплекс «Прогресс» представляет собой объединенную единой программной оболочкой совокупность спектрометрических трактов, подключенных через многоходовый амплитудно-цифровой преобразователь (АЦП) к ПЭВМ. Управление работой комплекса осуществляется как в операционной системе DOS, так и Windows. Комплекс обеспечивает возможность смены блоков детектирования для измерения характеристик различных видов ионизирующих излучений, простоту в обращении, отсутствие высоких требований к подготовке персонала и имеет сравнительно низкую стоимость. Вместе с аппаратурой поставляется программное обеспечение, методики выполнения измерений и при желании потребителя производится обучение оператора в течение 3-5 дней.

В состав комплекса входят следующие спектрометры.

Альфа-спектрометр «Прогресс-альфа». Прибор предназначен для определения содержания альфа-излучающих радиоактивных элементов в пробах воды, почвы, горных пород, строительных материалов. В его состав входит вакуумная камера с встроенным насосом, полупроводниковый блок детектирования, калибровочный источник, АЦП, ПЭВМ с принтером и программное обеспечение «Прогресс-альфа». Энергетический диапазон измеряемого альфа-излучения 2-8 МэВ. Нижний предел измерения активности изотопов плутония с радиохимической подготовкой пробы составляет 0,1 Бк на сырую пробу. Масса установки без ПЭВМ - 12 кг.

Бета-спектрометр «Прогресс-бета-М» предназначен для измерения содержания ^{90}Sr в почве, пищевых продуктах и других пробах органического происхождения. В его состав входит сцинтилляционный блок детектирования с блоками питания, усиления и свинцовой защитой, устройство для подготовки проб и подачи образца, контрольный источник, ПЭВМ с принтером и АЦП, а также программное обеспечение «Прогресс-бета». Имеется также специальная методика выполнения измерений. Существенным является то, что программное обеспечение позволяет определять активность 2-3 радионуклидов путем обработки многокомпонентных спектров бета-излучения. Масса спектрометра без ПЭВМ составляет 50 кг.

Гамма-спектрометр сцинтилляционный «Прогресс-гамма» (рис. 3.2), предназначен для определения содержания гамма-излучающих радионуклидов в образцах почвы, продуктах питания, стройматериалах, лесоматериалах и других объектах окружающей среды, а также может использоваться для измерения содержания ^{22}As . Спектрометр комплектуется блоками детектирования как с типовым цилиндрическим кристаллом, так и кристаллами с колодцем для помещения в них счетных образцов малого размера. В состав входит свинцовая защита, емкости для проб, АЦП, ПЭВМ, а также программное обеспечение «Прогрессгамма». Имеется соответствующая методика выполнения измерений. Масса спектрометра без ПЭВМ составляет 170 кг.

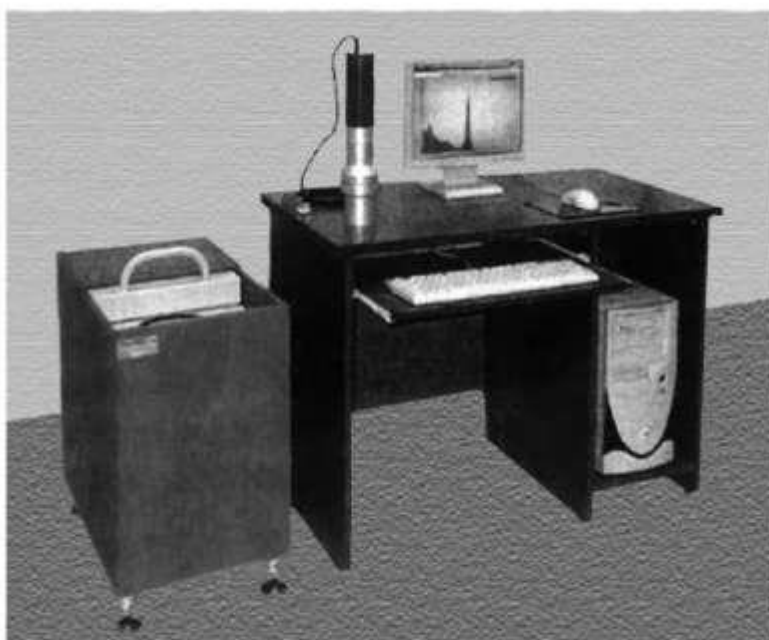


Рис. 3.2. Гамма-спектрометр сцинтилляционный «Прогресс-гамма»

Широко применяются в учреждениях Роспотребнадзора, Министерства сельского хозяйства, Российского лесного хозяйства и других ведомствах базовый спектрометрический комплекс УСК «Гамма-плюс», радиометр-спектрометр универсальный РСУ-01 «Сигнал-М» и бета-гамма-спектрометр 1С/НВ1. Для гамма-спектрометрического радионуклидного анализа используют автоматизированные

спектрометры МКГ 1309 (EL 1309) и МКГ 1308 (EL 1308). Они оснащаются персональными компьютерами (ПК) со встроенными амплитудно-цифровыми преобразователями (АЦП). Модификация МКГ 1308 является в три раза более чувствительной за счет блока детектирования больших размеров (минимально регистрируемая удельная радиоактивность ^{137}Cs с использованием сосуда Маринелли емкостью 1,5 л, составляет 1 Бк/кг). Однако она примерно и в три раза тяжелее (около 290 кг без ПК и электронного блока).

Переносимые спектрометры. Многофункциональный гамма-, бета-спектрометр «Прогресс» является удобным портативным прибором, позволяющим решать разнообразные задачи радиационного контроля как в полевых условиях, так и в лаборатории. Он снабжен сцинтилляционными блоками детектирования гамма-, бета-излучения и свинцовым коллиматором. Блок электронного обеспечения и ПЭВМ типа Notebook умещается в кейсе. Масса спектрометра в сборе без коллиматора составляет 5 кг. Для более сложных измерений, когда спектральный состав гамма-излучения неизвестен, может быть использован гамма-спектрометр полупроводниковый «Прогресс-гамма (ППД)».

Не уступают лучшим зарубежным гамма-спектрометрическим комплексам и отечественные спектрометры СКС-50, производства ГП «Грин Стар». Данный прибор изготовлен на основе одноплатного спектрометра, встроенного в переносной компьютер типа Notebook. Спектрометр комплектуется переносным полупроводниковым детектором из сверхчистого германия производства фирм EC&O ORTEC, CANBERRA (США) и оснащается мощным программным обеспечением.

Спектрометр «Колибри» - самое миниатюрное спектрометрическое устройство, предназначенное для ориентированных измерений, таких как определение обогащения урана, определение состава радиоактивного загрязнения территорий или объектов окружающей среды, определение дозовых нагрузок и т. п., не требующих ведения баз данных и сложных алгоритмов обработки на месте измерений.

Спектрометр имеет 1024 канала и обеспечивает работу сцинтилляционных, газонаполненных блоков детектирования, а также полупроводниковых детекторов невысокого разрешения.

Методические рекомендации по выполнению измерений на сцинтилляционном гамма-спектрометре. Сцинтилляционные гамма-спектрометры с полным поглощением энергии гамма-квантов имеют большую эффективность регистрации, и результаты измерений могут быть обработаны достаточно просто. Но для спектрометра с полным поглощением необходимы кристаллы NaI(Tl) или CsI(Tl) больших размеров и высокого качества. В ряде случаев для улучшения качества работы сцинтилляционных гамма-спектрометров применяются специальные дополнительные датчики. К числу таких спектрометров относятся спектрометры с защитой антисовпадений.

Методика проведения гамма-спектрометрического анализа позволяет определить содержание радионуклидов в пробах окружающей среды и продуктах питания с основной относительной погрешностью в диапазоне 10...50%.

Нижний предел измеряемой активности определяется минимально измеряемой активностью (МИА), устанавливаемой при аттестации спектрометра, и составляет величину 1-100 Бк на пробу.

Отбор проб. Основными принципами отбора проб для спектрометрических исследований являются:

- проверка однородности партии продукции или представительности отбора проб на местности путем измерения мощности дозы с помощью носимых дозиметров (типа СРП-68-01, СРП-88Н, ДРГ-01Т и т. п.);
- отбор точечных проб, составление объединенной пробы и формирование пробы, поступающей на анализ;
- регламентированный выбор участков местности для отбора проб.

Подготовка проб к измерениям включает в себя обработку пробы, приготовление навески и размещение ее в предварительно измерительной кювете. Для равномерного распределения радионуклида по объему пробы она должна быть тщательно перемешана и измельчена.

При измерении удельной активности продуктов питания последние подвергаются очистке или мытью как на первом этапе приготовления пищи, для удаления возможного поверхностного радиоактивного загрязнения.

При выборе измерительной кюветы необходимо учитывать объем предъявленной на анализ пробы, ожидаемый уровень радиоактивного загрязнения, время и погрешность измерения. Основные характеристики наиболее широко используемых кювет при поведении гамма-спектрометрического анализа представлены в табл. 3.24.

Таблица 3.24. Основные параметры измерительных кювет

№	Измерительная кювета	Номинальный объем (л)	Внешние габариты (мм)	$d_{эфф.}$ эффективная толщина, см
1	сосуд типа Маринелли	1,0	диаметр 150, высота 110	1,7 (2)
2	геологический пробоотборник	0,88	диаметр 150, высота 50	3,0 (2)
3	металлический стакан для детекторов с колодцем	0,20	диаметр 50, высота 100	3,0 (2)
4	пластмассовая кювета типа «Дента»	0,12	диаметр 75, высота 35	1,8 (2)

Подготовка спектрометра к измерениям. Градуировка спектрометра по энергии. При любом способе обработки спектров предполагается правильная градуировка спектрометра по энергии. Чаще всего измеряется линейная зависимость E энергии гамма-квантов от положения максимума пика полного поглощения в шкале анализатора:

$$E = a_0 + a_1 \cdot m,$$

где a_0 , a_1 - градуировочные коэффициенты.

Для градуировочной характеристики по энергии необходимо указать как минимум два репера (метки) с известной энергией. Для этого могут быть использованы специальные источники, имеющие хорошо разделенные линии на краях энергетического диапазона. Следует иметь в виду, что активность этих источников не должна быть слишком большой, т. к. при этом из-за влияния статистической загрузки на положение пиков энергетическая градуировка будет непригодна при измерении проб низкой удельной активности. Наиболее подходящими для этих целей являются источники радия-226 и тория-232, спектрометрические характеристики которых приведены на рис. 3.3 и 3.4.

Более надежным для уточнения градуировочной характеристики по энергии является использование спектра непосредственно измеряемой пробы. В случае спектров естественных радионуклидов из-за интерференции линий тория-232 и радия-226 ряд линий этих радионуклидов не может быть использован. В то же время имеется достаточное количество линий, пригодных для градуировки. Линии из спектра естественных радионуклидов, которые могут быть использованы в качестве реперных, приведены в табл. 3.25 и рис. 3.5.



Рис. 3.3. Спектр радия-226

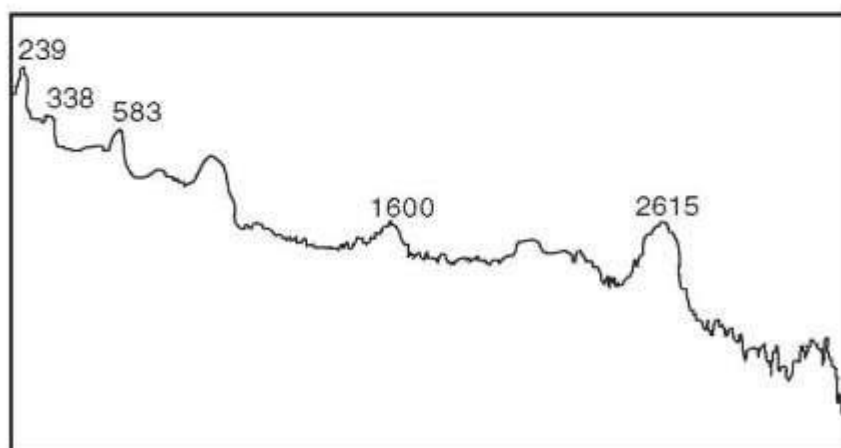


Рис. 3.4. Спектр тория-232

Таблица 3.25. Реперные линии из спектра естественных радионуклидов

Энергия гамма-излучения, кэВ	Естественные радионуклиды
240	239 кэВ — торий-232; 242 кэВ — радий-226
352	радий-226
511	509 кэВ торий-232; 511 кэВ торий 232, аннигиляционное излучение
1120	радий-226
1461	калий-40
1765	радий-226
2615	торий-232

Ряд приведенных линий является результатом суперпозиций нескольких линий. Тем не менее они могут быть использованы в качестве реперных, т. к. погрешность, обусловленная неопределенностью их энергий, несущественна.

Следует отметить, что линии естественных радионуклидов всегда присутствуют в фоновом спектре, поэтому они могут быть использованы для уточнения градуировочной характеристики при длительных измерениях проб низкой активности, когда нестабильностью спектрометра нельзя пренебречь.

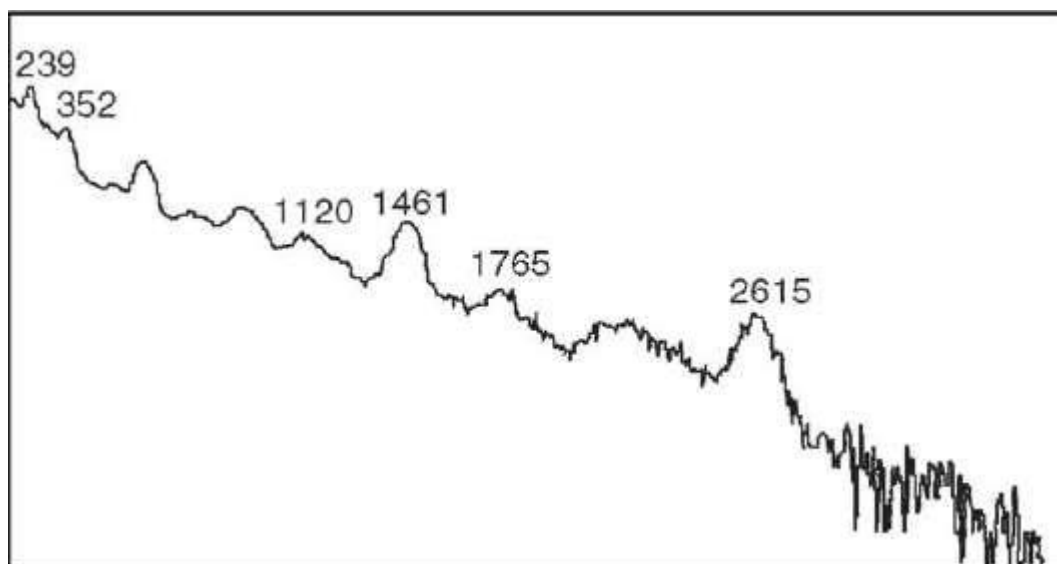


Рис. 3.5. Спектр естественных радионуклидов

Контрольные измерения на спектрометре проводятся с целью проверки работоспособности и правильности определения активности и осуществляются с помощью контрольного источника раз в день перед началом измерений после проведения энергетической градуировки спектрометра.

Контрольный источник должен иметь спектральный состав, близкий к составу измеряемых проб и имеющий уровень активности в соответствии с теми нормативными документами, на основе которых делается заключение по пробам.

В случае измерения строительных материалов рекомендуется в качестве контрольного источника использовать радионуклиды со следующими значениями активности: радий-226 и торий-232 - 100 Бк, калий-40 - 1000 Бк.

Контрольный источник измеряется в соответствии с процедурой, установленной при измерении проб. Результаты исследования должны совпадать с паспортными данными по активности на контрольный источник в пределах погрешности для данного спектрометра.

Измерение фоновых характеристик спектрометра. При измерении проб низкой активности обязателен учет естественного радиационного фона. Процедура учета фона конкретизируется при реализации алгоритма обработки результатов измерений. В зависимости от используемого для обработки спектров алгоритма необходимо знать те или иные фоновые характеристики: это может быть счет в энергетических окнах, зависимость отсчетов в фоновом спектре от энергии или площади пиков полного поглощения фонового спектра. В любом случае для этого должен быть измерен фоновый спектр, т. е. спектр в отсутствии источника. Для корректного учета фона рекомендуется при измерении фонового спектра использовать измерительную кювету, заполненную «чистой» пробой. В качестве таковой можно использовать дистиллированную воду. При высокоточных измерениях рекомендуется использовать специальные фоновые образцы, близкие по плотности и эффективному атомному номеру (Z^A) к измеряемым образцам. Время измерения фонового спектра t_f должно быть в 5 раз (не менее) больше, чем характерное время измерения пробы.

Методы оценки строительных материалов, содержащих естественные радионуклиды. Естественные (природные) радионуклиды (ЕРН) присутствуют практически во всех объектах окружающей среды и организме человека. Ионизирующее излучение ЕРН создает радиационный фон, воздействию которого человечество подвергалось в течение всего периода существования. С точки зрения облучения человека наиболее существенное значение имеют ЕРН уранового и ториевого семейств (материнские нуклиды уран-238, торий-232) и калий-40.

Организация контроля радиационного качества строительных материалов имеет своей целью недопущение превышения установленных нормативных величин, а также разработку и внедрение мероприятий по снижению доз облучения населения.

Ведомственные предприятия, разрабатывающие строительные материалы, осуществляют рекогносцировочный, текущий и разовый (в том числе аварийный) радиационный контроль готовой продукцией.

Рекогносцировочный контроль включает анализ всех видов строительного сырья и материалов, используемых в данном регионе от всех поставщиков. На каждом из этих объектов отбирается 3-5 проб для первичной оценки радиационного качества строительных материалов региона. Этот вид контроля включает также выборочное обследование эксплуатируемых зданий.

По результатам анализа материалов первого этапа составляется программа *текущего* контроля. Данный контроль зависит от объема строительно-монтажных работ в регионе, а также результатов обследования в эксплуатируемых зданиях и устанавливается конкретно для каждого случая.

Разовый, в том числе *аварийный* радиационный контроль, осуществляется совместно со специалистами территориального центра гигиены и эпидемиологии.

Радиологический отдел (группа, лаборатория) центра гигиены и эпидемиологии может самостоятельно проводить радиационный и дозиметрический контроль строительных материалов.

Определение удельной активности ЕРН в строительных материалах. Вначале проводят дозиметрические исследования мощности эффективной дозы естественного радиационного гамма-фона от исследуемых материалов радиометрами типа СРП-68-01, СРП-88Н. При увеличении гамма-фона более чем в 2 раза по отношению к естественному радиационному фону осуществляется уточненное измерение мощности дозы приборами типа ДРГ-01Т, ДРГ-06Т. Оценку гамма-фона целесообразно проводить в условиях, когда детектор окружен слоем полного поглощения строительных материалов не менее 0,5 м. Критерии по принятию решений при дозиметрическом обследовании строительного сырья и отходов производства представлены в табл. 3.26.

Таблица 3.26. Критерии принятия решений при обращении с почвами, твердыми строительными, промышленными и другими отходами, содержащими гамма-излучающие радионуклиды

№	Объект исследования	Мощность эффективной дозы, мкЗв/ч (МЭД) ¹	Мера вмешательства	Обращение с отходами
1	Загрязненные почвы, строительные и другие отходы	от 0,1 до 0,3	Проводится тщательное дозиметрическое обследование территории. Никаких мер вмешательства не требуется.	
2	Загрязненные почвы, строительные и другие отходы	от 0,3 до 1,0	Проводятся дезактивационные работы. Уровень МЭД после работы не должен превышать величин, указанных в п.1.	Загрязненные материалы используются для засыпки ям, оврагов, строительства дорог, вне населенных пунктов, с последующей рекультивацией этих мест. МЭД после рекультивации не должна превышать величин, указанных в п.1.
3	Загрязненные почвы, строительные и другие отходы	от 1,0 до 3,0	Проводятся дезактивационные работы. Уровень МЭД после работы не должен превышать величин, указанных в п.1.	Загрязненные материалы вывозятся на полигоны промышленных и бытовых отходов с выделением для их размещения участков или осуществляется организация специально отведенных мест с последующей рекультивацией. МЭД после рекультивации не должна превышать величин, указанных в п.1.

Окончание таблицы 3.26

№	Объект исследования	Мощность эффективной дозы, мкЗв/ч (МЭД) ¹	Мера вмешательства	Обращение с отходами
4	Загрязненные почвы, строительные и другие отходы	3,0 и более	Проводятся дезактивационные работы. Уровень МЭД после работы не должен превышать величин, указанных в п.1.	Образовавшиеся радиоактивные отходы вывозятся на специализированные пункты захоронения

Во всех случаях приводятся уровни МЭД над естественным фоном, присущим данной местности. Все измерения МЭД проводятся на расстоянии 10 см от поверхности измеряемого объекта. Данные критерии не распространяются на материалы, в которых

присутствуют радионуклиды трансуранового ряда. При наличии в грунте и материалах радионуклидов радия, тория решения принимаются по удельной активности. Если в промышленных отходах наряду с радиоактивными веществами содержатся токсичные продукты, то порядок их обезвреживания определяется действующими санитарными правилами для токсичных отходов.

Определение удельной активности ЕРН в строительных материалах проводится гамма-спектрометрическими методами, согласованными со службами стандартизации.

Предприятия, ведущие разработку строительного сырья или отходов производства, должны обеспечивать его радиационно-гигиеническую оценку, оформлять протокол (сертификат) с указанием эффективной удельной активности и класса работ. Центры гигиены и эпидемиологии проводят контроль радиационно-гигиенической оценки мест разработки.

Предприятия, получающие различные виды строительного сырья, должны требовать от поставщика протокол/сертификат с указанием удельной активности и класса материала. На самом предприятии должен быть организован лабораторный контроль за содержанием ЕРН в используемых материалах. При невозможности организации собственной лабораторной базы допускается заключение договоров с лабораториями, имеющими аттестованные спектрометрические приборы, методики, стандартные образцы урана, тория, калия.

Расчет активности измеряемой пробы базируется на одном из двух методов, которые условно можно разделить на: модельный и метод «окон».

Модельный метод заключается в аппроксимации информативных участков, содержащих пики полного поглощения исследуемых спектров радионуклидов.

Метод «окон» предполагает наличие аттестованных по активности отдельных калибровочных источников, для каждого из радионуклидов, которые могут присутствовать в спектре. В спектре выделяется некоторое количество интервалов - «окон», соответствующих наиболее характерным участкам спектра каждого радионуклида.

При поступлении сырья без *сертификата* проводится радиационная оценка каждого образца. Исследования проводятся не менее одного раза в квартал по всем видам получаемых материалов каждого поставщика за исключением шлака, цемента, гипса, щебня, исследование которых проводится раз в месяц.

Строительные организации (строительство жилых, общественных, производственных зданий, дорожное строительство) при получении стройматериалов или изделий должны требовать протокол/сертификат с указанием удельной активности и класса материала за данный квартал или полугодие.

Результаты исследований строительных материалов на содержание ЕРН вносят в журнал результатов исследований и протокол/сертификат на содержание естественных радионуклидов.

Журнал учета результатов исследования строительных материалов на содержание ЕРН

№	Дата исследования	Наименование материала	Объем партии	Наименование поставщика	Дата поставки
	Уровень гамма-фона однородного участка, мкЗв/ч	Эффективная удельная активность ЕРН, Бк/кг	Вид изделий	Соответствует классу	Ф. И. О., должность лица, проводившего измерения

Протокол/сертификат на содержание ЕРН

<p>ПРОТОКОЛ №_____ исследование образцов строительных материалов от « » 20 г.</p>					
Наименование предприятия Адрес Наименование материала Поставщик Дата исследования Количество исследованных проб партия № топш					
Результаты исследований					
Номер пробы по журналу	Эффективная удельная активность, Бк/кг	Соответствует классу			
Подпись лица, проводившего исследования Подпись представителя администрации					
М. П.					
№	Дата исследования	Наименование материала	Объем партии	Наименование поставщика	Дата поставки

Критерии для принятия решений. Удельная эффективная активность ($A_{эфф}$) естественных радионуклидов по НРБ-99 в строительных материалах, добываемых на месторождениях (щебень, гравий, песок, бутовый и пилонный камень, цементное и кирпичное сырье и др.) или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (зола, шлаки и др.), не должна превышать:

- для материалов, используемых во вновь строящихся жилых и общественных зданиях (I класс):

$$A_{Ra} + 1,31 \cdot A_{Th} + 0,09 \cdot A_K \leq 370 \text{ Бк/кг,}$$

где A_{Ra} и A_{Th} - удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th , находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого семейств; A_K - удельная активность ^{40}K (Бк/кг);

- для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс):

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,31 \cdot A_{Th} + 0,09 \cdot A_K \leq 740 \text{ Бк/кг;}$$

- для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс):

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,31 \cdot A_{Th} + 0,09 \cdot A_K < 1,5 \text{ кБк/кг.}$$

При $1,5 \text{ кБк/кг} < A_{\text{эфф}} < 4,0 \text{ кБк/кг}$ вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно по согласованию с федеральным органом Госсанэпиднадзора. При $A_{\text{эфф}} > 4,0 \text{ кБк/кг}$ материалы не должны использоваться в строительстве.

Удельная активность естественных радионуклидов в фосфорных удобрениях и мелиорантах не должна превышать:

$$A_{\text{U}} + 1,5 \cdot A_{\text{Th}} \leq 4,0 \text{ кБк/кг},$$

где A_{U} и A_{Th} - удельные активности урана-238 (радия-226) и тория-232 (тория-228), находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого семейств соответственно.

Пример ситуационной задачи

Для строительства фундамента и стен первого этажа жилого дома предполагается использовать щебень из карьера # 13. При спектрометрическом определении активности проб щебня были получены следующие результаты: $A_{\text{Ra}} = 258 \text{ Бк/кг}$; $A_{\text{Th}} = 98 \text{ Бк/кг}$; $A_{\text{K}} = 147 \text{ Бк/кг}$.

Задание

Рассчитайте эффективную удельную активность щебня. Дайте заключение о возможности использования данного материала для строительства жилого дома.

Решение

Расчет эффективной удельной активности щебня.

$$A_{\text{эфф}} = A_{\text{Ra}} + 1,31 \cdot A_{\text{Th}} + 0,09 \cdot A_{\text{K}} = 258 + 1,31 \cdot 98 + 0,09 \cdot 147 = 399 \text{ Бк/кг}.$$

Заключение

Щебень из карьера # 13 нельзя применять для строительства жилого дома (I класс) - $A_{\text{эфф}} (399 \text{ Бк/кг}) > 370 \text{ Бк/кг}$. Щебень можно использовать в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс).

Контрольные вопросы

1. На какие группы можно условно разделить спектрометрические анализаторы?
2. Какие исследования можно провести на альфа-спектрометре?
3. Какие исследования можно провести на бета-спектрометре?
4. Какие исследования можно провести на гамма-спектрометре?
5. Назовите основные принципы отбора проб для спектрометрических исследований.
6. Дайте основные характеристики измерительных кювет при поведении гамма-спектрометрического анализа.
7. Каким образом проводится градуировка спектрометра по энергии?
8. С какой целью проводятся контрольные измерения на спектрометре?
9. Какие методы применяются для расчета активности измеряемой пробы?
10. Какие критерии принятия решений при обращении со строительными материалами, содержащими гамма-излучающие радионуклиды, вы знаете?
11. Какие классы строительного сырья по величине удельной эффективной активности естественных радионуклидов определены в НРБ-99?

Список литературы

Активность радионуклидов в объемных образцах. Методические рекомендации по выполнению измерений на сцинтилляционном гамма-спектрометре. - М., 1993. - 34 с.

Барсуков О.А., Барсуков К.А. Радиационная экология. - М.: «Научный мир», 2003.

Булдаков Л.А. Радиоактивные вещества и человек. - М.: «Энергоатомиздат», 1990. - 160 с.

- Военно-морская и радиационная гигиена. В 2-х томах. Т. II. - СПб.: «ЛИО Редактор», 1999.
- Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. СанПиН 2.3.2.1078-01. - М., 2002.
- ГОСТ 51730-2001 Вода питьевая. Метод определения суммарной удельной альфа-активности радионуклидов.
- Зимон А.Д., Пикалов В.К.* Дезактивация. - М.: «Издат», 1994. - 336 с.
- Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Радиационная безопасность и защита. Справочник. - М.: «Медицина», 1996.
- Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П.* Радиационная гигиена. - М.: «Медицина», 1999.
- Инструкция «Объем и организация производственного радиационного контроля пищевого сырья и продуктов питания и контактирующих с ним материалов и изделий». - М., 1997. - 3 с.
- Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Внедрение показателей радиационной безопасности о состоянии объектов окружающей среды, в т. ч. продовольственного сырья и пищевых продуктов, в систему социально-гигиенического мониторинга. Методические указания. МУ 2.6.1.1868-04. - М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2004. - 24 с.
- Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Контроль загрязнения радиоактивными нуклидами поверхностей рабочих помещений, оборудования, транспортных средств и других объектов. МУК 2.6.1.016-99. - М., 1999. - 58 с.
- Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Проведение радиационно-гигиенического обследования жилых и общественных зданий. Методические указания (МУ) 2.6.1.715 - 98.
- Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Радиационный контроль и гигиеническая оценка источников питьевого водоснабжения и питьевой воды по показателям радиационной безопасности. Оптимизация защитных мероприятий источников питьевого водоснабжения с повышенным содержанием радионуклидов. МУ 2.6.1.1981-05. - М.: ФЦГиЭ Роспотребнадзора, 2005. - 40 с.
- Козлов В.Ф.* Справочник по радиационной безопасности: 5-е издание, перераб. и доп. - М.: «Энергоатомиздат», 1999.
- Козлов В.Ф.* Справочник по радиационной безопасности. - М.: «Энергоатомиздат», 1991. - 352 с.
- Контроль радиационной обстановки // МУ 2.6.1.14-2001 Общие требования. - М., 2001
- Кузин А.М.* Природный радиоактивный фон и его значение для биосферы земли. - М.: «Наука», 1991. - 116 с.
- Методика измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного бета-спектрометра с программным обеспечением «ПРОГРЕСС». - М.: ГП «ВНИИФТРИ», 2004 г. - 30 с.
- Методика измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного гамма-спектрометра с программным обеспечением «ПРОГРЕСС». - М.: ГП «ВНИИФТРИ», 2003 г. - 30 с.
- Методика измерения суммарной альфа-активности с использованием сцинтилляционного альфа-радиометра с программным обеспечением «ПРОГРЕСС». - М., 2005 г. - 21 с.
- Методики радиационного контроля. Общие требования. МИ 2453 - М., 2000.
- Методические рекомендации. Использование компьютеризированных гамма-, бета-спектрометрических комплексов с программным обеспечением «ПРОГРЕСС» для испытаний проб продовольствия на соответствие требованиям критериев радиационной безопасности, М.: ГП «ВНИИФТРИ», 1998 г.

Методические указания: «Стронций-90. Определение в пищевых продуктах». «Цезий 137. Определение в пищевых продуктах» // Сборник важнейших официальных материалов по санитарным и противоэпидемическим вопросам. Т. VI. Ч. 3. - М., 1993. - С. 59-89.

МР-11-2/206-09. Выборочное обследование жилых зданий для оценки доз облучения населения. - М.: «Технорматив», 2007. - 17 с.

Нормы радиационной безопасности НРБ-99. - М.: Минздрав России, 1999. - 115 с.

Ограничение облучения населения от природных источников ионизирующего излучения. Временные критерии для принятия решений и организации контроля. N 43-10/796. - М., 1990. - 18 с.

Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99. СП-2.6.1 799-2000. - М.: Минздрав России, 2000.

Питьевая вода. Гигиенические требования к качеству воды централизованных систем питьевого водоснабжения. Контроль качества. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. СанПиН 2.1.4.1074-01. - М.: Минздрав России, 2002 г.

Положение об отделе (отделении) радиационной гигиены санитарно-эпидемической станции. N 5797-91, от 15 мая 1991 г. Приложение 2 //

Сборник важнейших официальных материалов по санитарным и противоэпидемическим вопросам. Т. VI. Ч. 3. - М., 1993.

Продовольственное сырье и пищевые продукты. Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. Дополнения и изменения ?2 к СанПиН 2.3.2.1078-01. СанПиН 2.3.2.1280-03. - М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2004 - 34 с.

Радиационный контроль питьевой воды. Методические рекомендации. Федеральный центр Госсанэпиднадзора Минздрава России. - Москва, 2000.

Радиационный контроль. Стронций-90 и цезий-137. Пищевые продукты. Отбор проб, анализ и гигиеническая оценка. МУК 2.6.1.717-98.

Радиация. Дозы, эффекты, риск. - М.: «Мир», 1990. - 79 с.

Руководство по контролю качества питьевой воды. Т.1. Издание второе. ВОЗ. - Женева, 1994.

Руководство по методам контроля за радиоактивностью окружающей среды / Под редакцией Соболева и Беляева. - М.: «Медицина», 2002. - 432 с.

Санитарно-гигиенические методы исследования пищевых продуктов и воды. - Киев: «Здоровья», 1991. - 286 с.

Санитарные правила по ограничению облучению населения г. Москвы от природных источников ионизирующих излучений в строительных материалах. - М., 1993. - 11 с.

Сборник документов по обеспечению радиационного контроля питьевой воды с использованием радиологического комплекса «Прогресс». - М., 2003.

Сивинцев Ю.В. Насколько опасно облучение. - М.: «Издат», 1991. - 112 с.

Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. МУ 2.6.1.2005-05. - М.: Федеральный ЦГиЭ Роспотребнадзора, 2005. - 11 с.

Глава 4. Дозиметрические методы исследований

Цель занятия: проведение контроля радиационной безопасности с помощью современных дозиметрических приборов и анализ полученных результатов.

Практические навыки и умения: освоить дозиметрические методы исследования различных сред биосферы (воздуха, воды, почвы, продуктов питания, строительных материалов, рабочих поверхностей, кожных покровов, средств индивидуальной защиты).

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Выберите приборы дозиметрического контроля, ознакомьтесь с правилами работы.
3. Проведите дозиметрическое обследование лаборатории радиационной гигиены, рентгеновского кабинета.
4. Оцените надежность защиты в конкретных условиях при работе с различными источниками ионизирующих излучений.
5. Рассмотрите приборы индивидуальной дозиметрии.
6. Проведите расчет доз, их мощности, защиты от источников ионизирующих излучений.
7. Дайте анализ полученным результатам исследований.
8. Сравните полученные данные с существующими гигиеническими требованиями и нормативами.
9. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Дозиметрия - измерение, исследование и теоретические расчеты тех характеристик ионизирующих излучений (и их взаимодействия со средой), от которых зависят радиационные эффекты в облучаемых объектах живой и неживой природы.

Результат воздействия ионизирующих излучений на облучаемые объекты - физико-химические или биологические изменения в этих объектах. Примерами таких изменений могут служить: нагрев тела, фотохимическая реакция рентгеновской пленки, изменения биологических показателей живого организма и т. п.

Основными *дозиметрическими* и *эквдозиметрическими* величинами являются: доза излучения (поглощенная доза), эквивалентная, эффективная, коллективная, экспозиционные дозы, мощность дозы, керма, эквивалент дозы, амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза) (см. гл. 1, раздел 1.2).

Приборы дозиметрического контроля. Дозиметр - прибор или установка для измерения ионизирующих излучений, предназначенные для получения измерительной информации о дозе и мощности дозы фотонного излучения или энергии, переносимой ионизирующим излучением или переданной им объекту, находящемуся в поле действия излучения.

В зависимости от типа детектора и методов регистрации ионизирующих излучений большинство дозиметрических приборов делятся на ионизационные (с ионизационной камерой, пропорциональными счетчиками или счетчиками Гейгера), сцинтилляционные, люминесцентные (термолюминесцентные), фотографические, химические, полупроводниковые, калориметрические.

Дозиметры с ионизационными камерами могут использоваться для всех видов излучений. При измерениях рентгеновских, гамма-лучей и нейтронов, кроме состава газа, существенен материал стенок камеры, а при измерениях экспозиционной и поглощенной доз - толщина стенок (она должна быть близка к максимальному пробегу любых образующихся ионизирующих частиц). Обычно в камерах обеспечиваются условия насыщения (полного сбора образованных зарядов), однако камеры, работающие в условиях колонной рекомбинации, когда ионизационный ток зависит от линейной передачи энергии (ЛПЭ), могут быть использованы для оценок эквивалентной дозы.

Дозиметрические приборы с пропорциональными счетчиками (из тканево-эквивалентных материалов), кроме измерений собранного заряда, позволяют измерять спектр ЛПЭ и микродозиметрических величин. Показания дозиметрических приборов со счетчиками Гейгера нельзя непосредственно связать со значениями поглощенных или экспозиционных доз. Однако выбором геометрии счетчика, подбором материалов стенок и введением специальных фильтров можно сделать их приблизительно пропорциональными к этим дозам в ограниченном диапазоне энергии частиц. С помощью низкоэффективных счетчиков Гейгера оценивают спектры ЛПЭ смешанного нейтронного и гамма-излучений.

Сцинтилляционные дозиметры, отградуированные по скорости счета, пригодны для измерений плотности потока частиц (а не дозы), хотя ввиду приблизительного постоянства энергетического выхода радиolumинесценции они могут измерять дозы. Сочетание органического сцинтиллятора (с зависимостью светового выхода от ЛПЭ) и ионизационной камеры позволяет реализовать прибор для измерения смешанного гамма- и нейтронного излучений.

Термолюминесцентные дозиметрические приборы распространены как индивидуальные дозиметры для лиц, находящихся в зоне облучения.

Дозиметры с *фотографической пленкой* пригодны для измерения электромагнитных излучений с энергией квантов от 30 кэВ до 5 МэВ, причем для частичной компенсации в зависимости от их показаний энергии фотонов применяются фильтры.

Химические и калориметрические дозиметры из-за низкой чувствительности применяют для абсолютного измерения поглощенных (и интегральных поглощенных доз) в интенсивных полях излучения.

По своему назначению все дозиметрические приборы могут быть условно разделены на следующие группы:

- дозиметры, измеряющие экспозиционную, поглощенную, эквивалентную дозы и мощности доз (предназначены для проведения дозиметрического контроля группы людей - групповой контроль);
- индивидуальные дозиметры - приборы, измеряющие индивидуальные экспозиционную, поглощенную, эквивалентную дозы ионизирующих излучений - индивидуальный контроль.

Кроме того, данная аппаратура разделяется на стационарные и переносные дозиметры.

Групповой дозиметрический контроль (ГДК) - это контроль облучения персонала, заключающийся в определении мощности доз и расчета индивидуальных доз облучения работников на основании результатов измерений характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) с учетом времени пребывания там персонала. Для ГДК используются стационарные и переносные инспекционные дозиметры.

Дозиметрический контроль стационарными приборами - это система, когда датчики дозиметрической аппаратуры постоянно устанавливаются в точках, где следует проводить измерение одного или нескольких видов излучения. У этой аппаратуры измерительный блок можно отнести на значительное расстояние от места установки датчика. Как правило, такие приборы снабжены сигнальными устройствами, которые срабатывают при превышении допустимых уровней доз и мощности доз.

Дозиметрический контроль с помощью стационарных приборов следует осуществлять в тех местах, где по условиям работы требуется непрерывное или ежедневное измерение излучения. Это прежде всего помещения, где проводятся работы с радиоактивными веществами и всегда находится обслуживающий персонал, а также помещения, в которых возможны резкие изменения мощности дозы излучения. К ним относятся, например, помещения с оборудованием для обслуживания реактора или ускорителя, а также помещения, где имеются защитные шкафы, хранилища, куда ежедневно заходит обслуживающий персонал.

При проведении дозиметрического контроля с помощью переносных приборов необходимо учитывать следующие основные положения:

1. Используемая для целей дозиметрического контроля аппаратура должна строго соответствовать задачам и конкретным условиям того или иного радиационно-технологического процесса;

2. Режимы эксплуатации радиационной техники при проверке эффективности защиты рабочих мест и смежных помещений должны соответствовать реальным условиям их использования;

3. Необходимо проводить столько исследований, чтобы можно было получить достоверную информацию о радиационной обстановке на объекте.

Данные дозиметрического контроля внешних полей ионизирующих излучений, полученные путем измерения мощностей доз, потоков нейтронов или заряженных частиц стационарными или переносными приборами, как правило, оказываются недостаточными для характеристики доз облучения, получаемых персоналом, так как поля ионизирующих излучений изменяются во времени и пространстве.

Индивидуальный дозиметрический контроль (ИДК) - это контроль облучения персонала, заключающийся в определении индивидуальных доз облучения работника за определенный промежуток времени на основании результатов индивидуальных измерений, характеристик облучения тела или отдельных органов каждого работника. Для ИДК используются носимые индивидуальные дозиметры.

Выделяют три основных вида дозиметрического контроля внешнего облучения: текущий контроль, оперативный контроль, аварийный контроль.

Задача *текущего* контроля заключается в определении индивидуальной дозы профессионального облучения работника в нормальных условиях эксплуатации источников ионизирующих излучений.

При *оперативном* контроле определяются индивидуальные дозы профессионального облучения работника при выполнении запланированных работ, связанных с возможным повышенным внешним облучением. К таким работам относятся операции по ремонту и техническому обслуживанию оборудования, когда повышенное облучение не планируется, а также работы в условиях планируемого повышенного облучения, включая мероприятия по ликвидации последствий радиационных аварий.

Аварийный дозиметрический контроль заключается в определении больших доз облучения работника в случае выхода источника ионизирующего излучения из-под контроля.

В течение длительного времени операционными величинами как для ГДК, так и для ИДК при всех перечисленных выше трех видах дозиметрического контроля являлись: для фотонного излучения - экспозиционная доза и ее мощность; для бета- и альфа-излучений, а также нейтронов - плотность потока частиц, хотя понятия операционной величины и не существовало.

Энергетическая зависимость чувствительности измерителей экспозиционной дозы и ее мощности является одним из существенных источников нормируемой дополнительной погрешности. Дополнительная погрешность от ионизирующих излучений, сопутствующих фотонному, для таких приборов часто не нормировалась. Необходимо подчеркнуть, что именно различная энергетическая зависимость измерителей мощности экспозиционной дозы и различное влияние сопутствующих излучений в определенных условиях может приводить к значительному расхождению показаний дозиметров разных типов.

Таким образом, необходимо учитывать зависимость показания приборов от энергии измеряемого излучения («ход с жесткостью», см. гл. 2). В некоторых случаях ошибка измерений, обусловленная «ходом с жесткостью», может достигать 40%.

Такие условия сложились в зоне, загрязненной продуктами деления (в основном бета- и гамма-излучателями), рассеянными по территории в результате аварии на ЧАЭС.

При этом ряд радионуклидов имел граничную энергию спектра бета-излучения, способную искажать показания дозиметров при измерении мощности экспозиционной дозы. Продукты деления испускают фотоны в широком диапазоне энергий. На поле, создаваемое первичным гамма-излучением, накладывается рассеянное излучение, модифицируя спектр в области малых энергий. Кроме того, высокоэнергетические бета-частицы при рассеянии создают тормозное излучение, в том числе и в блоках детектирования дозиметрических приборов. Таким образом, поле излучения на местности характеризовалось сложным составом, зависящим от конкретных условий. Глубина залегания радиоактивных продуктов могла меняться вследствие перемешивания слоев почвы, что существенно влияло на поле излучения. Условия рассеяния гамма-излучения были различны на открытых пространствах и в лесных массивах.

Традиционно в дозиметрах наиболее широко используются ионизационные и сцинтилляционные блоки детектирования. У дозиметров с газоразрядными счетчиками чувствительность, как правило, падает с уменьшением энергии гамма-излучения. У дозиметров, основанных на сцинтилляционном методе измерений, чувствительность чаще всего растет с уменьшением энергии излучения, а затем падает. Эти обстоятельства приводят к тому, что показания ионизационных дозиметров типа ДП-5В и сцинтилляционных типа СРП-68-01, СРП-88Н могут отличаться в несколько раз в одних и тех же полях излучений. Чувствительность измерителей экспозиционной дозы к сопутствующим бета-частицам большой энергии определяется толщиной оболочки блока детектирования до чувствительного объема (радиационной толщиной). Если радиационная толщина дозиметра меньше 1 г/см^2 , бета-частицы больших энергий будут вносить заметный вклад в его показания. Это явилось еще одной причиной расхождения показаний измерителей экспозиционной дозы разных типов, использовавшихся при ликвидации последствий аварии на ЧАЭС.

Для снижения влияния зависимости показания дозиметров от энергии измеряемого излучения применяют приборы, датчики которых изготовлены из воздухоэквивалентных материалов.

Следует отметить, что большинство выпускаемых в настоящее время дозиметрических приборов не являются универсальными и могут использоваться в сравнительно небольшом диапазоне энергий, поэтому при выборе аппаратуры для проведения санитарно-дозиметрического контроля необходимо учитывать вид и энергию излучения, диапазон чувствительности, погрешность измерений и другие параметры приборов в полном соответствии с их паспортными данными.

Задачей дозиметрического контроля является не только собственно дозиметрия, но и радиометрия ионизирующих излучений, оценка радиационной защиты, эффективность дезактивации, степени улавливания радиоактивных газов и аэрозолей, очистки сбросных вод и др.

Дозиметрический контроль необходимо сочетать с санитарно-гигиеническими исследованиями, чтобы полностью учесть и оценить все факторы воздействия окружающей среды на человека. Например, для оценки радиационной безопасности при медицинских рентгенологических исследованиях, помимо измерения дозы и мощности дозы рентгеновского и гамма-излучений, необходимо определить содержание в воздухе озона, оксидов азота, интенсивность длинноволнового излучения и т. п.

Дозиметрический контроль следует проводить систематически в основных, смежных и вспомогательных помещениях, на рабочих местах постоянного и временного пребывания персонала. Перед началом работ с источниками ионизирующих излучений в каждом случае необходимо проведение предварительных дозиметрических исследований с учетом всех возможных видов воздействия; определяется время работы и применяемые средства индивидуальной защиты. Все наладочные, ремонтные и аварийные работы выполняются под наблюдением работников дозиметрической службы.

В зависимости от характера работы и источников излучений проводят измерение дозы ионизирующего излучения, определяют содержание радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе, используя при этом стационарные установки и переносные дозиметры. Одновременно проводится определение загрязнения радиоактивными веществами оборудования, мебели, строительных конструкций, а также одежды и кожных покровов персонала. Дозиметрический контроль кожных покровов необходимо проводить в процессе работы, после очистки, перед приемом пищи и уходом с работы.

Характер дозиметрического контроля и количество необходимых анализов, а также применение той или иной аппаратуры определяются поставленными задачами, объемом и условиями труда.

Если работа проводится с закрытыми источниками, например при гамма-дефектоскопии, в рентгеновском кабинете, то дозиметрический контроль ограничивается измерением мощности дозы и определением дозы облучения, полученной персоналом.

При работе с открытыми радиоактивными веществами (например, отделение радиоизотопной диагностики) контролируется доза гамма-излучения в помещении, концентрация радиоактивных газов и аэрозолей, а также уровни загрязненности кожных покровов, спецодежды, стен, пола, оборудования и др.

Во всех случаях необходимо знать, с какими радиоактивными веществами проводится работа, каков характер работы с ними, какие уровни активности препаратов на рабочих местах. Далее необходимо установить вид излучения, его энергию, период полураспада, в каком агрегатном состоянии могут поступать в воздух радиоактивные вещества: газообразном, парообразном или в виде аэрозолей. Требуется уточнить возможные источники поступления радиоактивных веществ, определить, какие условия имеются для загрязнения кожных покровов, одежды, поверхностей. Наметить и обосновать необходимость проведения профилактических мероприятий.

Исходя из характера работы и руководствуясь целевой установкой обследования, составляют конкретный план с указанием вида и объема необходимых измерений и анализов, устанавливают места отбора проб. План проведения обследования составляет врач отдела радиационной гигиены совместно с физиком-дозиметристом; при необходимости привлекаются химики и специалисты по вентиляции.

Помимо плановых замеров возникает необходимость проведения отдельных измерений, связанных с ремонтными и аварийными работами или объемами с непредусмотренными большими активностями и т. п.

Повседневный дозиметрический контроль должен осуществляться силами и средствами учреждений, в которых проводится работа с источниками ионизирующих излучений, а плановый дозиметрический контроль - специалистами по радиационной гигиене ФГУЗ.

4.1. ГРУППОВОЙ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ

Приборы группового дозиметрического контроля. В настоящее время для измерения экспозиционной дозы и мощности дозы применяются дозиметры, разработанные до 1990 г. Данные приборы морально и физически устарели, их производство прекращено, однако они продолжают состоять в Государственном реестре средств измерений в качестве допущенных к применению. К середине 90-х годов был освоен выпуск нового поколения дозиметров для измерения эффективной дозы, ее мощности и определения эквидозиметрических величин. После аварии на ЧАЭС многие предприятия различных ведомств начали выпускать бытовые дозиметры. Процедура испытаний для этих приборов упрощена, что не позволяет давать официальные заключения на основании результатов, полученных с их использованием. Диапазон измерений мощности дозы у этих приборов узкий: от фоновых значений 0,1 мкЗв/ч до 99,99 мкЗв/ч. Они имеют невысокую чувствительность и большую погрешность измерений. В соответствии с «Положением о метрологическом статусе дозиметрических приборов для населения» обозначение

бытовых дозиметров производится добавлением буквы «Б» (бытовой) в конце буквенного шифра, например, РКСБ-104 - прибор, комбинированный для определения ионизирующих излучений. Дозиметр предназначен для измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в диапазоне 0,1-99,99 мкЗв/ч; плотности потока бета-излучения с поверхности (по радионуклидам $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$) в пределах 0,1-99,99 част/(мин·см²); удельной активности цезия-137 в исследуемых объектах в пределах 2,0·10³-2,040⁶ Бк/кг.

Приборы геологоразведочные сцинтилляционные СРП-68-01, СРП-88Н, СРП-88Н1 применяются для измерения радиоактивности горных пород и руд по гамма-излучению и каротаже шпуров и скважин. Помимо штатного применения приборы могут быть широко использованы для контроля объектов окружающей среды, пешеходного гамма-поиска (обнаружения и детализации участков радиоактивного загрязнения территории населенных пунктов). Приборы представляют собой измерители средней частоты импульсов, поступающих от сцинтилляционных блоков детектирования. Эксплуатационные характеристики: минимальный энергетический порог регистрации 20 кэВ, диапазон измерений 3000 с⁻¹.

Таблица 4.1 содержит перечень дозиметров контроля радиационной обстановки и поиска источников излучений, внесенных в Государственный реестр средств измерения (ГРСИ) России. В таблицу включены дозиметры-радиометры, позволяющие, помимо дозиметрических характеристик, измерять загрязненность поверхностей радионуклидами и другие радиометрические характеристики (рис. 4.1). В этом перечне оставлены дозиметры, сертификат на которые по разным причинам не был продлен и которые были автоматически исключены из Госреестра по истечении 5 лет.

Таблица 4.1. Дозиметрические приборы, допущенные Госстандартом России к применению в РФ

Наименование, № в реестре	Тип	Регистрируемые излучения	Измеряемые величины, диапазон	Энергетический диапазон (МэВ)	Применение
Дозиметр мощности экспозиционной дозы 11036 87	ДРТ-01Г	гамма	мР/ч 0,01-99,9	0,05-3,0	Для контроля мощности экспозиционной дозы
Дозиметр мощности экспозиционной, эквивалентной доз фотоного излучения 12156 90	ДБГ-06Г	гамма	мР/ч 0,01-99,9 мкЗв/ч 0,01-1000	0,05-3,0	Для контроля мощности экспозиционной, эквивалентной доз фотоного излучения
Дозиметр 2424 90	ДБГ-01Н	гамма	мкЗв/ч 0,01-1000	0,05-3,0	Для обнаружения радиоактивного загрязнения и для измерения мощности полевой эквивалентной дозы фотоного излучения
Дозиметр 7418 88	ДКС-04	гамма, бета, нейтроны	мР/ч 0,1-1000 — —	0,05-3,0 жесткое гамма-излучение	Для обнаружения, оценки и контроля мощности экспозиционной дозы
Дозиметры 7831 91 ¹	ДРТ-051, ДРТ-05М1	гамма, рентгеновское	мР/ч 100000 мкР/с (0,1-100000)	0,04-10,0	Для измерения дозы, мощности экспозиционной дозы непрерывного фотоного излучения и качественной оценки наличия β-излучения

Продолжение таблицы 4.1

Наименование, № в реестре	Тип	Регистрируемые излучения	Измеряемые величины, диапазон	Энергетический диапазон (МэВ)	Применение
Дозиметры 4675 75 ¹	ДРТЗ-031	гамма, рентгеновское	мкР/с (0,0-1000,0)	0,02-3,0	Для измерения мощности экспозиционной дозы рентгеновского и гамма-излучений
Радиометр-дозиметр универсальный 15928 97	МКС-PM 1501	гамма, альфа, бета, нейтроны	γ -излучение мкЗв/час 0,1-100000,0		Для измерения мощности амбиентной эквивалентной дозы Н*(10) фотонного излучения, плотности потока α - и β -излучений, индикации нейтронного излучения, оценки радионуклидного состава по накопленным спектрам.
Дозиметр-радиометр 16369-97	ДКС-96	гамма, альфа, бета, нейтроны	мощность эквивалентной дозы от 0,1 мкЗв/ч до 1,0 Зв/ч доза эквивалентная от 1,0 мкЗв до 1,0 Зв	0,015-10,0	Для измерения амбиентной эквивалентной дозы и мощности амбиентной эквивалентной дозы фотонного излучения, плотности потока α -излучения, плотности потока β -излучения, мощности эквивалентной дозы нейтронного излучения, поиска источников излучения
Дозиметр-радиометр бета-, гамма-излучения 16374 97	МКС-1117 (ГЛ-1117)		мкГр/ч 0,05-999,9 мкЗв/ч 0,05-999,9 мР/ч 0,005-99,99		Для оперативного поиска источников ионизирующего γ -излучения, а также для измерения мощности экспозиционной, эквивалентной, поглощенной и во воздухе дозы γ -излучения, средней скорости счета зарегистрированных γ -квантов и средней энергии спектра регистрируемого γ -излучения

Окончание таблицы 4.1

Наименование, № в реестре	Тип	Регистрируемые излучения	Измеряемые величины, диапазон	Энергетический диапазон (МэВ)	Применение
Дозиметр рентгеновского излучения 28558 05	ДКР-АТ1103М	гамма	мкЗв 0,05-5,0; мкЗв/ч 0,05-100,0	0,005-0,16	Прибор для оперативного контроля дозных нагрузок на хрусталик, слизистые оболочки и кожу, измерениями мощность направленного эквивалента дозы рентгеновского излучения Назначение: контроль излучений от видеомониторов, СВЧ-установок, телевизионных приемников, установок ионной имплантации, защиты рентгеновских установок, дозиметрического контроля загрязнения радион. источниками ⁵⁵ Fe; ²³⁸ Pu; ¹³⁷ Cs; ²⁴¹ Am
Дозиметр с ионизационной камерой	451В	гамма; альфа; бета	мкЗв/ч 0,1-500,0	диапазон энергии рентгеновского и гамма-излучений; 0,007-0,03 без шторки; 0,02-2,0 с закрытой шторкой	Назначение: измерение мощности дозы рентгеновского и гамма-излучений; оценка альфа- и бета-загрязненности поверхностей Свойства: измерение мощности амбиентного эквивалента дозы и дозы Н*(10) от 20 кэВ; измерение мощности направленного эквивалента дозы и дозы Н*(0,07) от 7 кэВ

*Приборы, исключенные из Государственного реестра средств измерений РФ.

В методических указаниях 2.6.1.16-2000 «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования» устанавливаются операционные величины для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях и на рабочих местах в целях группового дозиметрического контроля персонала является мощность амбиентного эквивалента дозы, Н (d) (см. гл. 1, раздел 1.2). По паспортным данным современные приборы контроля радиационной обстановки измеряют мощность эквивалентной дозы. В действительности они измеряют либо мощность максимального эквивалента дозы, создаваемую в теле человека, либо мощность амбиентного эквивалента дозы. В настоящее время в документацию на серийно выпускаемые дозиметры вводятся соответствующие исправления. Значение параметра d (мм), определяющего требования к приборам дозиметрического контроля, зависит от того, для определения какой нормируемой величины используется ее амбиентный эквивалент.

Соответствие между нормируемыми и операционными величинами представлено в табл. 4.2.

При наличии данных группового контроля мощности амбиентного эквивалента дозы на рабочем месте и отсутствии данных об энергетическом спектре частиц за значение эффективной дозы внешнего излучения $E_{\text{внешняя}}$, мЗв, следует принимать:

$$E_{\text{внешняя}} = 0,001 \cdot \sum_k N^* \cdot (10)_k \cdot \Delta t_k,$$



Рис. 4.1. Дозиметр рентгеновского излучения ДКР-АТ1103М

Таблица 4.2. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при групповом дозиметрическом контроле

Нормируемая величина	Операционная величина, мощность амбиентного эквивалента дозы	
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения кожи	0,07	$H^* (0,07)$
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения хрусталика глаза	3,0	$H^* (3,0)$
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения на поверхности нижней части области живота женщины.	10,0	$H^* (10,0)$
Мощность эффективной дозы внешнего облучения	10,0	$H^* (10,0)$

где Δt_k - длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней мощности амбиентного эквивалента дозы $H^* (10)_k$, мкЗв/ч. Это значение будет являться консервативной оценкой эффективной дозы.

За значение эквивалентной дозы в хрусталике глаза, в коже и эквивалентной дозы на поверхности низа живота женщины (H_T , мЗв), полученных в течение соответствующего

контролируемого периода (при отсутствии сведений об энергетическом спектре излучения), следует принимать:

$$H_1 = 0,001 \cdot \sum_k H^* \cdot (d_n)_k \cdot \Delta t_k,$$

где Δt_k - длительность выполнения k -ой операции работником в течение соответствующего контролируемого периода в часах при средней мощности соответствующего эквивалента амбиентной дозы $H \times (d_n)_k$ мкЗв/ч.

4.2. ИНДИВИДУАЛЬНЫЙ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ

Данные дозиметрического контроля внешних полей ионизирующих излучений, полученные путем измерения мощностей доз, потоков нейтронов или заряженных частиц стационарными или переносными приборами, как правило, оказываются недостаточными для характеристики доз облучения, получаемых персоналом, так как поля ионизирующих излучений изменяются во времени и пространстве. Поэтому для оценки индивидуальных доз облучения персонала применяются индивидуальные дозиметры.

Индивидуальный дозиметр - прибор, габаритные размеры и масса которого позволяют, не затрудняя выполнения производственных операций, применять его для ношения человеком с целью определения экспозиционной, поглощенной и эквивалентной доз, полученных за время нахождения его в полях ионизирующего излучения.

Основная цель индивидуального дозиметрического контроля (ИДК) - оценка и ограничение доз внешнего облучения персонала, работающего с ионизирующими излучениями.

В зависимости от уровня возможного облучения персонала задачи ИДК могут быть следующими, а именно контроль:

- за дозами персонала, подвергающегося облучению менее 0,1 основных дозовых пределов (ОДП);
- за дозами персонала, подвергающегося облучению в пределах 0,3 ОДП;
- аварийных доз облучений.

Индивидуальные дозиметры должны включать следующие требования:

1. Универсальность применения, т. е. возможность регистрации различных видов ионизирующего излучения с высокой чувствительностью (независимо от энергии), притом в широком диапазоне доз (от 10^{-4} до 10^{-1} , а для аварийных ситуаций - до 100 Зв);
2. Независимость показаний от мощности дозы и угла падения излучения;
3. Способность накапливать информацию во времени и сохранять ее в течение длительного периода;
4. Независимость показаний от параметров окружающей среды (температуры, влажности, атмосферного давления);
5. Автономность детектора излучения;
6. Малые размеры и механическая прочность дозиметра;
7. Удобство в эксплуатации, надежность крепления и небольшая стоимость.

С учетом перечисленных основных требований очевидно, что ни один из выпускаемых дозиметров индивидуального контроля не отвечает указанным позициям, поэтому при проведении ИДК используют различные типы дозиметров (иногда двух разных типов), исходя из конкретных задач контроля. В связи с этим выбор используемых в ИДК методов ограничен. Ни один из них не обладает полным набором параметров. В табл. 4.3 приведены сведения, отражающие достоинства и недостатки основных методов, применяемых в индивидуальной дозиметрии.

Таблица 4.3. Методы, используемые в индивидуальной дозиметрии, достоинства и недостатки индивидуальных дозиметров

Достоинства	Недостатки
Ионизационный	
<p>Низкая стоимость, простота, доступность детектора, вспомогательного оборудования</p> <p>Оперативность получения информации, прямой отсчет дозы в некоторых моделях</p> <p>Высокая чувствительность</p>	<p>Значительная энергетическая зависимость большинства моделей</p> <p>Узкий интервал измеряемых доз</p> <p>Большая потеря информации за счет саморазряда</p> <p>Зависимость показаний от мощности дозы</p> <p>Отсутствие возможности измерения доз бета-излучения и нейтронов</p>
Фотографический	
<p>Низкая стоимость детектора и аппаратуры</p> <p>Документальность</p> <p>Возможность регистрации бета- и гамма-излучений, тепловых и быстрых нейтронов</p> <p>Возможность получения информации: о качестве излучения; при умышленном облучении</p>	<p>Большая энергетическая зависимость</p> <p>Узкий диапазон измеряемых доз</p> <p>Сравнительно большая погрешность измерения</p> <p>Относительная сложность и трудоемкость обработки детектора, требующих стандартных условий</p> <p>Значительное влияние параметров окружающей среды</p> <p>Необходимость постоянно расходовать материалы</p>

Достоинства	Недостатки
Сцинтилляционный	
Широкий диапазон измеряемых доз Длительное хранение информации Возможность повторного измерения дозы Высокая чувствительность Сравнительно небольшая погрешность измерения	Значительная энергетическая зависимость Большая чувствительность к загрязнениям поверхности детектора
Термолюминесцентный	
Широкий диапазон измерения Высокая чувствительность Отсутствие зависимости показаний от мощности дозы Сравнительно небольшая энергетическая зависимость Длительное хранение информации Возможность повторного применения детекторов Отсутствие зависимости от параметров окружающей среды Автономность, малые размеры детекторов	Изменение чувствительности детекторов к излучению Сложность аппаратуры Высокая начальная стоимость Потеря информации после считывания

Важное место при выборе методов дозиметрии играет погрешность измерения. Величина погрешности зависит от регистрируемых уровней облучения, периодичности снятия показаний и других факторов. Так например, при измерении доз на уровне основных дозовых пределов допускается погрешность до 30%, при регистрации доз от 1 до 10 Зв (контроль острых облучений) - 15%.

Для оперативного контроля индивидуальных доз гамма-излучения до 1990 года достаточно широко применялись индивидуальные дозиметры с ионизационными камерами ДК-02 (ИД-02), ДП-22-В, ДП-24, измеряющие экспозиционную дозу. Следует отметить, что данные приборы исключены из Государственного реестра средств измерений.

На предприятиях, где ведется учет индивидуальных доз персонала, применяют в основном термолюминесцентные дозиметры (ТЛД). Индивидуальные дозиметры представлены в Государственном реестре средств измерений приборами КДТ-02М, ДТУ-01, АКЖДК-201, «Сапфир», ДВГ-02Т, «Дозакус». Эти системы отличаются степенью сервиса, автоматизации и стоимостью. АКЖДК и «Дозакус» применяются при контроле и учете индивидуальных доз большого числа людей. С недавних пор для индивидуальной дозиметрии стали применяться радиофотолуминесцентные дозиметры (система «Флюорад»).

Перечень индивидуальных дозиметров, внесенных в Государственный реестр средств измерений РФ, приводится в табл. 4.4.

Индивидуальный *фотографический* контроль доз, вызванный облучением и зависящий от дозы, основан на измерении почернения эмульсии. Для контроля аварийных ситуаций с источниками ионизирующих излучений применяют низкочувствительную фото пленку. Метод может использоваться и для контроля бета-излучения, но его чувствительность сильно зависит от энергии бета-частиц.

В индивидуальных дозиметрах с использованием *ионизационного* метода измеряют разряд конденсаторной ионизационной камеры, вызванный излучением, и по нему определяют дозу фотонного излучения. Энергетическая зависимость их чувствительности обычно не превышает $\pm 15\%$ в диапазоне энергии фотонов 0,04-1,25 МэВ. Однако они имеют существенную угловую зависимость чувствительности. К сопутствующему нейтронному излучению без специально принятых мер они на порядок менее чувствительны. Эти дозиметры пригодны для решения многих задач индивидуальной дозиметрии фотонного излучения.

Электронные прямопоказывающие индивидуальные дозиметры основаны на применении дискретных детекторов: газоразрядных, сцинтилляционных счетчиков. Эти приборы обеспечивают обработку информации с детекторов и представление результатов измерения дозы и мощности дозы на цифровое, аналоговое или цифро-аналоговое табло в реальном времени. Диапазон измерения фотонного и бета-излучения таких дозиметров от 0,1 мкЗв до 10 Зв. Приборы обеспечивают также и сигнализацию о превышении заданных значений дозы и мощности дозы. В дозиметрах со сцинтилляционными детекторами применяют малогабаритные сцинтилляторы с малогабаритными фотоэлектронными умножителями или фотодиодами. Такие дозиметры имеют высокую чувствительность и избирательность, позволяют достигнуть малой анизотропии чувствительности. Электронные прямопоказывающие дозиметры удобны при обеспечении оперативного аварийного контроля. Они должны иметь автономный источник питания, обеспечивающий непрерывную работу прибора не менее 8 ч.

Таблица 4.4. Индивидуальные дозиметры, допущенные Госстандартом России к применению в РФ

Наименование, № в реестре	Тип	Регистрируемые излучения	Измеряемые величины, диапазон	Энергетический диапазон (МэВ)	Применение
Комплекты дозиметров 2741–71 ¹	ДК-0,2 ¹	гамма	мР 0–200	0,1–2,0	Для определения индивидуальных эквивалентных доз гамма-излучения
Комплекты дозиметров термолуминесцентных 8735–89 ¹	КДТ-02М ¹	гамма-рентгеновское	Р 0,005–1000	0,06–1,25	Для измерения эквивалентной дозы в полях рентгеновского и гамма-излучения
Комплекты дозиметрического фотоконтроля 13366–92 ¹	ДФК-2,1 ¹	гамма			Проведение индивидуального дозиметрического контроля облучения персонала
Дозиметры программируемые персональные 16433–97	RAD52S	гамма	мкЗв 1,0–9,99·10 ⁶ мкЗв/ч 50,0–3·10 ⁶		Для измерения индивидуальной эквивалентной дозы (Р ₁₀) и мощности индивидуальной эквивалентной дозы (Р ₁₀) фотонного излучения. Фирма «Radot Technology», Филиппины
Комплекты индивидуального дозиметрического контроля 18181–99	ДВГ-02Г	гамма	мкЗв 20,0–1·10 ⁷	0,015–3,0	Для индивидуального дозиметрического контроля персонала. Связь с ПЭВМ, база данных
Комплексы индивидуальной нейтронной дозиметрии 20877–01	Кордон-2	нейтроны	мЗв 0,02–7·10 ⁵		Для измерения индивидуального эквивалента дозы нейтронного излучения в смешанных гамма-, нейтронных полях. Текущий и аварийный контроль. Детекторы с делением на радионуклиды. Подсчет трекров визуальное на стекле, либо пленке с помощью некрона и счетчика

¹Приборы, исключенные из Государственного реестра средств измерений РФ.

Термолуминесцентный метод основан на использовании активированных добавками веществ, надолго запаасающих энергию, переданную им излучением, и освобождающих ее при нагревании в виде фотонов термолуминесценции. В современных модификациях этот метод обладает очень широким диапазоном доз - от 10 мкЗв до 10-50 Зв. Это позволяет использовать его одновременно для текущего и аварийного контроля. В качестве люминофоров нашли применение:

- алюмофосфатные стекла, активированные марганцем;
- монокристаллы фторида лития, активированные магнием и титаном;
- монокристаллы фторида лития, активированные магнием, фосфором и медью;
- монокристаллы корунда;

- поликристаллы бората магния, активированные диспрозием.

Монокристаллы фторида лития, активированные магнием и титаном или магнием, фосфором и медью тканеэквивалентны; алюмофосфатные стекла, активированные марганцем, и монокристаллы корунда, требуют применения компенсирующих фильтров. Монокристаллы фторида лития, активированные магнием и титаном, чувствительны к медленным нейтронам и для разделения показаний от фотонного и нейтронного излучений используют два разных детектора либо обеспечивают поглощение нейтронов фильтрами. Наряду с термолюминесцентным методом используют радиофотолюминесцентный метод. Радиофотолюминесцентный метод заключается в образовании в люминофоре под действием ионизирующих излучений стабильных центров люминесценции. При дополнительном возбуждении люминофора ультрафиолетовым светом возникает люминесценция, которая служит мерой поглощенной энергии. В выпускаемых моделях метод обеспечивает диапазон измерений от 0,25 до 5000 мЗв; в новых моделях нижний предел измерения будет уменьшен до 0,1 мЗв. Дозиметры нечувствительны к нейтронам.

Особенностью радиофотолюминесцентных дозиметров является то, что информация о зарегистрированной дозе не утрачивается в процессе считывания. Отжиг дозиметров можно проводить по мере необходимости. Приборы могут быть использованы для текущего, оперативного и аварийного контроля.

Трековый метод основан на регистрации треков заряженных частиц излучения в соответствующем материале; для индивидуальной дозиметрии нейтронов нашел применение органический полимер CR-39, позволяющий регистрировать треки от протонов отдачи в материале детектора; для аварийной дозиметрии применяют регистрацию осколков деления из мишени с делящимися радионуклидами. После облучения детекторы протравливают для выявления треков, которые подсчитывают в микроскопе или автоматически на искровом счетчике.

На основе применения термолюминесцентных, прямопоказывающих электронных и полупроводниковых дозиметров используют автоматизированные системы ИДК.

В качестве операционной величины внешнего облучения для индивидуального контроля доз облучения человека принят индивидуальный эквивалент дозы в мягкой биологической ткани $H_p(d)$. Определение этой величины дано в гл. 1, зан. 2. Ряд дозиметров последних разработок является измерителями именно этой величины. В табл. 4.5 приведено соответствие между нормируемыми и операционными величинами при индивидуальном дозиметрическом контроле.

За значение эффективной дозы внешнего облучения ($E_{\text{внеш}}$) следует принимать:

$$E_{\text{внеш}} = F \cdot H_p(10),$$

где F - коэффициент перехода от операционных к нормируемым величинам при контроле индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения. При равномерном облучении человека любым проникающим излучением, за исключением нейтронов с энергиями от 1 эВ до 30 кэВ и фотонов с энергиями менее 20 кэВ, значение коэффициента следует принимать равным 1.

За эквивалентные дозы внешнего облучения органов и тканей (H_T) следует принимать значения соответствующих операционных величин индивидуального дозиметрического контроля:

$$H_{\text{кожи}} = H_p(0,07);$$

$$H_{\text{хрусталик}} = H_p(3,0);$$

$$H_{\text{низ живота}} = H_p(10,0).$$

Таблица 4.5. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при индивидуальном дозиметрическом контроле внешнего профессионального облучения

Нормируемая величина	Операционная величина: индивидуальный эквивалент дозы		
	положение индивидуального дозиметра	d, мм	условное обозначение
Эквивалентная доза внешнего облучения кожи	Непосредственно на поверхности наиболее облучаемого участка кожи	0,07	$H_p(0,07)$
Эквивалентная доза внешнего облучения хрусталика глаза	На лицевой части головы	3	$H_p(3,0)$
Эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщины	На соответствующем месте поверхности спецодежды	10	$H_p(10,0)$
Эффективная доза внешнего облучения	На нагрудном кармане спецодежды либо внутри него	10	$H_p(10,0)$

При работе с источниками ионизирующих излучений в зависимости от вида выполняемых исследований особое значение приобретает место расположения дозиметров на поверхности тела персонала (табл. 4.6).

Таблица 4.6. Расположения дозиметров на поверхности тела персонала

Область применения ионизирующих излучений	Контролируемые лица	Место расположение дозиметра
Лечебно-профилактические учреждения. Внутриполостная терапия		
обычные методы введения источников	врач, медсестра, санитарка	голова, грудь, руки
внутриполостная терапия с помощью нейтронных источников	врач, медсестра, санитарка	грудь, руки
внутриканевая терапия с помощью радиоактивных веществ в открытом виде, радоновая терапия	врач, медсестра, санитарка	голова, грудь, руки
Радиоизотопная диагностика		
введение радиофармацевтических препаратов	врач, медсестра	грудь, руки
проведение радиоизотопных исследований	врач, медсестра инженерно-технический персонал	грудь
Рентгенодиагностические исследования		
флюорография, сложные рентгенографические исследования, рентгеноскопия	лаборант, врач, медсестра	грудь, голова, руки
Промышленность		
дефектоскопические работы с использованием радионуклидов	дефектоскописты	грудь
транспортирование радиоактивных веществ (радиоактивные отходы)	водитель спецмашии, сопровождающее лицо	спина, грудь
сбор и удаление радиоактивных отходов	рабочие	грудь, руки

Объем и периодичность дозиметрического контроля радиационными отделами центров гигиены и эпидемиологии, представлены в табл. 4.7.

Таблица 4.7. Объем и периодичность дозиметрического контроля

Наименование объекта	Объем дозиметрического контроля	Периодичность
Лечебно-профилактические учреждения		
Рентгеновские диагностические и терапевтические отделения	Измерение мощности доз рентгеновского излучения на рабочих местах и в смежных помещениях. Индивидуальный контроль доз внешнего облучения	раз в 2 года ежеквартально
Переносные рентгенодиагностические аппараты	Измерение мощности доз рентгеновского излучения	2 раза в год
Радиоизотопная диагностика	Измерение мощности дозы излучения на рабочих местах и в смежных помещениях	раз в год
Промышленные предприятия		
Промышленная гамма-дефектоскопия с помощью переносной аппаратуры	Измерение мощности доз гамма-излучения на рабочих местах и в смежных помещениях. Определение эффективности защиты радиационных головок и транспортных средств. Проверка радиоактивной загрязненности рабочих поверхностей и защитных устройств. Индивидуальный контроль доз внешнего облучения.	2 раза в год

Окончание таблицы 43

Наименование объекта	Объем дозиметрического контроля	Периодичность
Гамма- и рентгеновская дефектоскопия (стационарная)	Определение мощности доз гамма-и рентгеновского излучения на рабочих местах и в смежных помещениях.	раз в год
Рентгеноструктурный и рентгеноспектральный анализ. Эксплуатация телевизоров, электронных микроскопов.	Измерение мощности доз рентгеновского излучения на рабочих местах.	раз в год
Эксплуатация радиоизотопных приборов технологического контроля	Измерение мощности дозы излучения на расстоянии 1 метра от радиоизотопных приборов. Проверка радиоактивной загрязненности оборудования	раз в год

4.3. РАСЧЕТНЫЕ МЕТОДЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ДОЗ И КОНТРОЛЯ ЗАЩИТЫ ОТ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

При проведении санитарно-дозиметрического контроля за условиями работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений для определения доз и контроля защиты от внешнего облучения, помимо измерений, с помощью приборов, дозиметров, могут производиться теоретические расчеты.

В гигиенической практике чаще всего применяются методы расчета доз при работе с закрытыми источниками непрерывного и прерывистого действия. К источникам *непрерывного* действия относятся установки с гамма-, бета- и нейтронными излучателями; к источникам *прерывистого* действия (периодически генерирующие излучение) - рентгеновские аппараты и ускорители заряженных частиц (при ускорении частиц до энергий 10 МэВ).

В качестве *гамма-излучателей* непрерывного действия применяют искусственные радиоактивные элементы (кобальт-60, селен-75, кадмий-109, теллур-127, европий-154, тулий-170, тантал-182, иридий-192 и др.), помещаемые в порошкообразном или твердом состоянии в герметичные стальные ампулы.

Бета-излучатели представляют искусственные радиоактивные изотопы (фосфор-32, стронций-90, иттрий-90, рутений-106, родий-106, церий-144, празеодим-144, прометий-147, золото-198, таллий-204 и др.).

Нейтронные источники изготавливают, смешивая радий, полоний, плутоний с бериллием или бором, заключая смесь в герметичные стальные ампулы.

В основу расчетных методов положены некоторые закономерности распространения ионизирующих излучений в пространстве, взаимодействия их с различными веществами, объектами окружающей среды:

- доза внешнего облучения пропорциональна интенсивности ионизирующих излучений и времени их воздействия;
- интенсивность ионизирующих излучений от точечного¹ источника пропорциональна количеству квантов или частиц, возникающих в нем за единицу времени, и обратно пропорциональна квадрату расстояния; при применении протяженного источника зависимость интенсивности излучения от расстояния будет более сложная;
- доза облучения может быть уменьшена за счет применения различных защитных экранов.

В связи с вышесказанным различают основные принципы защиты от внешних источников ионизирующих излучений:

1. Использование для работы источников с минимально возможным выходом ионизирующих излучений - «защита количеством»;
2. Проведение работ, связанных с облучением, в течение минимального времени (уменьшение времени работ с источником) - «защита временем»;
3. Обеспечение во время этих работ максимального расстояния от источника до человека - «защита расстоянием»;
4. Ослабление излучения с помощью поглощающих материалов - «защита экранами».

¹ Любой источник, линейные размеры которого не превышают 1/7 расстояния до облучаемого объекта.

«*Защита количеством*», а именно уменьшение активности и интенсивности источника в медицинской практике не получила большого распространения, так как это неизбежно приводит к ослаблению терапевтического эффекта.

«*Защита временем*», как правило, осуществляется при работе с источниками малой активности, при ручных манипуляциях с ними. Выполнение рабочих операций до автоматизма и высокая квалификация медицинского персонала позволяют сократить время контакта с радиоактивными веществами.

«*Защита расстоянием*»¹ - простой и надежный способ защиты, который реализуется с помощью использования дистанционных инструментов и обеспечивает достаточное

удаление работающих от излучателя. Наряду со специальными манипуляторами достаточно эффективными могут быть такие приспособления как небольшие тележки с длинной ручкой для перевозки внутри помещений контейнеров с радиоактивными источниками.

«Защита экранами» - используется в комбинации с принципом защиты расстоянием. В зависимости от вида ионизирующих излучений для изготовления экранов применяют различные материалы, а их толщина определяется энергией излучения.

Расчет защиты от техногенных источников гамма-излучения. При расчете защиты должны быть известны следующие параметры: геометрия источника (точечный или протяженный); активность и тип источника, Бк; энергия излучения, МэВ; расстояние от источника до рассчитываемой точки, м; время облучения, ч; керма-постоянная изотопа, аГр · м²/с · Бк; мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч; проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч; материалы защиты (плотность, материал).

Мощность эквивалентной дозы определяется по формуле:

где D - мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч; 10^6 - перевод Зв в мкЗв; G - керма-постоянная изотопа, аГр · м²/с · Бк (10^{-18} Гр · м²/с Бк); A - активность источника, Бк; 3600 перевод час в с; R - расстояние, м.

¹ При увеличении расстояния в 2 раза доза уменьшается в 4 раза.

Значения кермы-постоянной некоторых радиоактивных изотопов приведены в табл. 4.8.

$$D = \frac{10^6 \cdot G \cdot A \cdot t \cdot (3600)}{R^2}$$

Таблица 4.8. Периоды полураспада, энергия гамма-квантов, керма-постоянная и гамма-постоянная некоторых изотопов

Изотопы	Период полураспада	Энергия гамма-квантов, МэВ	Керма-постоянная,	Гамма-постоянная,
			$\frac{aGr \cdot m^2}{c \cdot Bk}$	$\frac{p \cdot cm^2}{ч \cdot мКи}$
Натрий-24	15,06 ч	2,76; 1,38	118,8	18,13
Кобальт-60	5,272 г.	1,33; 1,17	84,23	12,853
Цинк-65	244,1 сут	0,511; 1,11	20,02	3,056
Селен-75	118,45 сут	0,13; 0,4	42,22	6,442
Перий-144	284,3 сут	0,036; 0,13	0,845	0,129
Йод-131	8,04 сут	0,364	14,13	2,156
Цезий-137	30,17 г.	0,661	21,24	3,242
Золото-198	2,69 сут	0,072; 1,08	15,1	2,305
Радий-226 ¹	1600 лет	1,25	55,3	8,4

Радий в равновесии с основными дочерними продуктами распада после фильтра из платины 0,5 мм.

Керму-постоянную изотопов можно рассчитать умножением коэффициента 6,55 на гамму-постоянную K [$P \cdot cm^2/(ч \cdot мКюри)$]:

$$G [aGr \cdot m^2/c \cdot Bk] = 6,55 \cdot K, [P \cdot cm^2/(ч \cdot мКюри)].$$

Мощность эквивалентной дозы рассчитывают по формуле:

$$H = D \cdot W_R,$$

где H - мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч; D - мощность поглощенной дозы, мкГр/ч; W_R - взвешивающий коэффициент для фотонов любых энергий равный 1.

При использовании защитных экранов в знаменатель формулы должна быть введена кратность ослабления данным экраном (K). Этот коэффициент показывает, во сколько раз уменьшается мощность дозы за защитным экраном толщиной d .

Кратность ослабления зависит от вида излучения, его энергии, материала экрана и толщины. В практике этот коэффициент приводится в специальных справочниках по радиационной безопасности и табл. 4.9; 4.10; 4.11.

Таблица 4.9. Толщина защиты из свинца (мм) в зависимости от кратности ослабления и энергии гамма-излучения (широкий пучок, $\rho = 11,3 \text{ г/см}^3$)

Кратность ослабления	Энергия гамма-излучения, МэВ									
	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0
1,5	0,5	1	1,5	2	2	3	4	6	7	8
2	1,0	2	3	4	5	7	8	10	11,5	13
5	2	4	6	9	11	15	19	22	25	28
8	2	5	8	11	15	19,5	23,5	28	32	35
10	3	5,5	9	13	16	21	26	30,5	35	38
20	3	6	11	15	20	26	32,5	38,5	44	49
30	3,5	7	11,5	17	23	30	36,5	43	49,5	55
40	4	8	13	18	24	31	38	45	52	58
50	4	8,5	14	19,5	26	31,5	39,5	46	53	60
60	4,5	9	14,5	20,5	27	32,5	42	49,5	56	63
80	4,5	10	15,5	21,5	28	37	45	53	60	67
100	5	10	16	23	30	38,5	47	55	63	70
200	6	12,5	19	26	34	44	53	63	72	80
500	6,5	14	22	31	40	51	61	72	82	92
1000	7	15	24	33	44	57	69,5	81	92	102
2000	8,5	17	27	38	50	63	76	88	100	111
5000	9	19	30	42	55	70	85	99	112	124
8000	10	20	31,5	44	57	73,5	90	104	118	130
1-10 ⁴	10,5	21	33	45,5	59	75	91	106	120	133
2-10 ⁴	11	22	35	48,5	63	80	97	113	128	142
5-10 ⁴	11,5	23,5	37	52	69	87	105	123	140	156
1-10 ⁵	11,5	24	38	54	72	92	111	130	148	165

Окончание таблицы 4.9

Кратность ослабления	Энергия гамма-излучения, МэВ									
	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	9,5	11	12	12	12	13	12	10	9	9
2	15	17	18,5	20	20	21	20	16	15	13,5
5	34	38	41	43	44	46	45	38	33	30
8	42	48	52,5	55	57	59	58	50	43	38
10	45	51	56	59	61	65	64	55	49	42
20	58	66	72	76	78	83	82	71	63	56
30	65	73	80	85	88	93	92	80	2	63
40	68,5	78	86	91	91	100	99	87	78	68
50	72	82	90	96	100	106	105	92	83	73
60	75	85	95	101	104	110	109	97	87	77
80	80	92	101	107	111	117	116	104	94	82
100	84,5	96,5	106	113	117	122	121	109	99	87
200	96,5	111	122	129	134	140	138	126	114	102
500	113	129	142	150	154	163	161	149	133	119
1000	123	141	155	165	170	180	178	165	151	133
2000	135	154	168	179	185	197	195	181	166	148
5000	149	170	186	198	205	219	217	203	185	166
8000	158	180	196	208	215	230	229	215	196	175
1-10 ⁴	161	183	201	213	221	235	234	220	201	180
2-10 ⁴	172	195	214	227	235	251	250	236	217	195
5-10 ⁴	188	214	233	247	255	273	272	258	237	215
1-10 ⁵	201	227	247	262	270	289	289	275	253	229

Таблица 4.10. Толщина экрана из железа (см) в зависимости от кратности ослабления и энергии гамма-излучения (широкий пучок, $\rho = 7,89 \text{ г/см}^3$)

Кратность ослабления	Энергия гамма-излучения, МэВ									
	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0
1,5	0,5	0,9	1,2	1,4	1,6	1,7	1,85	2,0	2,05	2,1
2	0,7	1,2	1,7	2,2	2,5	2,7	2,9	3,1	3,2	3,3
5	1,4	2,5	3,4	4,1	4,8	5,1	5,5	5,7	6,1	6,4
8	1,7	3,1	4,2	5,1	5,8	6,3	6,7	7,1	6,5	7,8
10	1,9	3,5	4,6	5,6	6,3	6,8	7,3	7,7	8,1	8,5
20	2,3	4,3	5,7	6,8	7,7	8,3	8,8	9,4	9,8	10,3
30	2,4	4,5	6,2	7,5	8,5	9,2	9,8	10,4	10,4	11,4
40	2,5	4,8	6,5	8,0	9,1	9,8	10,5	11,1	11,7	12,2
50	2,6	5,2	7,1	8,4	9,5	10,3	11,0	11,6	12,2	12,7
60	3,1	5,6	7,5	8,8	9,8	10,7	11,4	12,1	12,7	13,2
80	3,2	5,9	7,7	9,2	10,4	11,2	12,0	12,7	13,4	14,0
100	3,4	6,1	8,1	9,6	10,8	11,7	12,5	13,2	13,9	14,5
2·10 ²	4,2	7,0	9,1	10,7	12,0	13,1	14,0	14,8	15,6	16,3
5·10 ²	4,4	7,7	10,1	12,0	13,7	14,9	16,0	17,0	17,9	18,7
1·10 ³	4,5	8,2	11,0	13,2	15,0	16,3	17,5	18,6	19,6	20,5
2·10 ³	4,9	9,0	11,1	14,4	16,2	17,7	19,0	20,2	21,2	22,2
5·10 ³	5,6	10,1	13,4	15,8	17,7	19,3	20,7	22,0	23,2	24,3
1·10 ⁴	6,8	11,5	14,7	17,1	19,0	20,7	22,3	23,6	24,9	26,0
2·10 ⁴	8,0	12,9	16,6	18,3	20,2	21,9	23,4	24,8	26,3	27,6
5·10 ⁴	8,6	13,8	17,0	19,6	21,8	23,6	25,2	26,9	28,4	29,9
1·10 ⁵	10,0	15,8	18,2	20,8	23,0	24,9	26,7	28,4	30,0	31,5
2·10 ⁵	11,3	15,9	19,3	21,8	24,1	26,1	28,1	29,9	31,8	33,3
5·10 ⁵	12,0	16,9	20,4	23,2	25,6	27,8	29,9	31,8	33,6	35,4
1·10 ⁶	12,8	17,9	21,4	24,2	26,7	28,9	31,2	33,3	35,2	37,0
2·10 ⁶	23,5	18,9	22,1	25,0	27,7	30,3	32,7	34,8	36,8	38,7
5·10 ⁶	14,5	19,4	23,2	26,5	29,3	32,2	34,6	36,7	38,8	40,9
1·10 ⁷	15,0	20,3	24,3	27,6	30,5	33,2	35,8	38,1	40,2	42,4

Окончание таблицы 4.10

Кратность ослабления	Энергия гамма-излучения, МэВ									
	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	2,15	2,2	2,3	2,4	2,5	2,7	2,8	2,9	4,0	2,0
2	3,45	3,6	3,8	3,9	4,1	4,4	4,5	4,6	4,0	3,4
5	6,9	7,4	7,8	4,1	8,3	8,8	9,4	9,6	9,0	8,0
8	8,5	9,1	9,6	10,1	10,3	11,2	11,6	12,1	11,2	10,4
10	9,3	10,0	10,6	11,0	11,4	12,2	12,6	13,3	12,4	11,4
20	11,3	12,2	13,0	13,6	14,1	15,3	15,9	16,6	17,0	15,0
30	12,6	13,6	14,4	15,1	15,6	17,0	17,7	18,8	18,0	17,0
40	13,3	14,4	15,3	16,1	16,6	18,2	19,1	20,4	19,4	18,4
50	13,9	15,1	16,1	16,9	17,5	19,1	20,0	21,5	20,6	19,6
60	14,5	15,7	16,7	17,6	18,2	19,9	21,0	22,4	21,4	20,6
80	15,5	16,3	17,8	18,7	19,4	21,2	22,2	24,0	23,0	22,0
100	16,1	17,3	18,5	19,5	20,2	22,1	23,3	25,0	24,0	23,1
2·10 ²	18,0	19,6	20,8	22,0	22,8	25,0	26,6	28,4	27,4	26,6
5·10 ²	20,6	22,3	23,7	25,0	25,9	28,8	30,6	32,7	32,0	31,2
1·10 ³	22,6	24,4	26,1	27,5	28,6	31,7	38,7	36,0	35,4	34,6
2·10 ³	24,5	26,5	28,3	30,0	31,2	34,6	36,8	39,3	38,7	37,9
5·10 ³	27,0	29,4	31,4	33,3	34,3	38,2	40,7	43,2	43,0	42,2
1·10 ⁴	28,8	31,3	33,6	35,5	36,9	40,9	43,7	46,5	46,3	45,2
2·10 ⁴	30,6	33,2	35,8	37,8	39,2	43,4	46,5	50,8	49,6	48,5
5·10 ⁴	33,0	35,9	38,4	40,8	42,3	47,2	50,4	55,0	54,0	53,0
1·10 ⁵	34,9	38,0	40,7	43,2	44,7	50,0	53,4	58,3	57,2	56,1
2·10 ⁵	36,8	40,1	43,0	45,4	47,1	52,6	56,4	61,8	60,8	59,8
1·10 ⁶	41,1	44,7	47,8	50,6	52,3	58,8	63,3	69,0	68,3	67,0
2·10 ⁶	42,9	46,6	49,9	52,8	54,7	61,4	66,2	72,5	71,2	70,3
5·10 ⁶	45,5	49,4	52,7	55,7	57,7	64,9	70,3	76,5	75,5	74,8
1·10 ⁷	47,1	51,3	54,8	57,9	60,1	67,5	73,1	79,4	78,8	78,0

Таблица 4.11. Толщина защиты из бетона (в см) в зависимости от кратности ослабления и энергии гамма-излучения (широкий пучок, $\rho = 2,3 \text{ г/см}^3$)

Кратность ослабления	Энергия гамма-излучения, МэВ									
	0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8	0,9	1,0
1,5	2,6	4,7	6,3	7,5	8,2	8,2	8,2	8,3	8,3	8,5
2	4,7	7,6	9,9	11,3	12,3	12,4	12,4	12,2	12,7	12,9
3	5,6	11,0	15,5	18,8	21,1	21,8	22,3	22,6	23,0	23,5
8	7,0	12,9	17,5	22,0	24,6	25,6	26,4	27,2	27,9	28,8
10	8,2	14,6	19,7	23,7	25,8	26,8	27,6	28,4	29,1	29,9
20	8,2	15,3	21,6	25,8	29,9	31,9	33,6	35,0	36,2	37,0
30	8,5	16,4	22,8	27,7	32,9	34,8	36,4	37,8	39,2	40,5
40	8,5	17,5	24,2	29,6	34,0	36,2	37,9	39,6	41,3	42,8
50	9,9	18,8	25,1	30,8	35,0	37,6	39,4	41,2	42,8	44,6
60	11,0	20,0	26,1	31,7	35,4	38,5	40,5	42,5	44,1	45,8
80	11,5	20,4	27,7	33,6	38,7	41,1	43,0	44,8	46,5	48,1
100	11,5	21,1	28,9	35,2	39,9	43,0	45,3	47,2	48,8	50,5
2·10 ²	12,7	23,5	32,4	39,2	44,6	47,9	50,5	52,6	54,6	56,4
5·10 ²	13,8	26,6	35,2	43,9	50,5	54,5	57,3	58,8	62,5	64,6
1·10 ³	15,5	28,9	39,2	48,1	55,2	59,2	62,5	65,3	67,8	70,4
2·10 ³	17,6	30,5	42,3	52,4	59,9	64,1	67,4	70,4	73,2	75,7
5·10 ³	18,8	33,1	45,6	56,4	65,7	70,0	74,0	77,0	80,2	82,8
1·10 ⁴	18,8	35,2	48,9	60,3	69,3	74,7	79,1	82,9	85,2	89,2
2·10 ⁴	21,1	38,4	51,9	63,4	72,8	78,2	83,1	87,3	91,1	94,5
5·10 ⁴	23,3	42,3	56,4	68,6	78,1	83,4	88,7	93,4	97,9	102,1
1·10 ⁵	30,5	50,5	64,6	75,1	82,8	88,3	93,5	98,1	102,5	106,8
2·10 ⁵	38,3	56,7	69,8	79,4	85,9	92,4	97,7	102,8	108,0	112,7
5·10 ⁵	44,8	61,5	73,7	83,7	91,6	98,1	103,9	109,5	114,8	119,7
1·10 ⁶	49,3	66,4	79,8	89,8	97,4	103,7	109,2	114,1	119,5	124,4
2·10 ⁶	67,6	73,1	84,5	95,3	101,0	107,4	113,6	119,7	125,6	131,5
5·10 ⁶	94,4	79,7	91,6	100,6	108,9	114,1	120,2	126,0	133,7	139,8
1·10 ⁷	64,0	86,9	95,7	101,7	110,3	117,4	123,6	130,0	136,2	142,0

Окончание таблицы 4.11

Кратность ослабления	Энергия гамма-излучения, МэВ									
	1,25	1,5	1,75	2,0	2,2	3,0	4,0	6,0	8,0	10,0
1,5	8,6	8,7	8,7	8,8	8,9	9,4	10,0	11,7	11,7	11,7
2	13,4	13,6	13,8	14,1	14,3	15,3	16,4	18,8	18,8	18,8
3	24,6	25,8	27,0	28,2	29,4	32,9	35,2	38,7	39,3	39,9
8	30,5	32,2	33,8	35,2	36,4	39,4	43,4	48,1	48,7	49,3
10	31,9	34,0	35,9	37,6	39,0	43,4	47,5	51,6	52,8	54,0
20	39,9	42,5	44,8	47,0	48,6	54,0	58,7	64,6	65,7	69,3
30	43,7	46,5	49,3	51,6	53,5	59,9	65,7	71,6	72,8	78,1
40	45,3	49,8	52,2	55,2	57,3	64,0	69,8	77,5	79,2	84,5
50	48,5	52,1	55,2	58,1	60,1	66,9	72,8	81,6	83,9	89,8
60	50,1	54,0	57,5	60,5	62,7	69,8	74,0	85,1	88,0	93,9
80	52,3	56,4	59,9	63,4	65,7	74,0	81,0	90,4	93,9	100,4
100	54,5	58,3	62,2	65,7	68,6	77,5	84,5	95,1	98,0	105,1
2·10 ⁵	69,8	65,3	69,7	74,0	77,2	88,0	95,7	108,0	112,1	120,9
5·10 ⁵	69,8	74,8	79,8	84,5	88,5	101,0	110,4	124,4	129,7	139,7
1·10 ⁶	76,1	81,7	87,6	92,7	97,0	110,9	120,9	137,9	143,2	155,0
2·10 ⁶	82,2	88,5	94,6	100,4	104,0	120,9	132,1	150,3	156,1	168,5
5·10 ⁶	99,2	97,4	104,2	110,9	115,5	132,7	146,8	166,7	173,8	186,7
1·10 ⁷	97,2	104,5	111,5	118,6	124,7	143,2	156,7	179,0	187,8	201,3
2·10 ⁷	102,7	110,8	116,2	123,7	129,6	157,3	170,8	201,9	206,6	215,0
5·10 ⁷	111,5	120,4	128,4	135,2	142,0	164,9	181,4	206,5	218,4	233,6
1·10 ⁸	116,9	126,6	135,7	144,4	150,7	173,8	191,4	218,4	231,3	248,9
2·10 ⁸	125,1	135,6	145,1	153,8	160,2	177,3	201,9	231,3	245,4	263,0
5·10 ⁸	133,8	142,5	152,6	160,0	169,2	196,0	214,8	247,1	261,8	281,2
1·10 ⁹	140,2	149,8	160,6	171,4	178,5	205,4	225,4	260,6	274,7	295,8
2·10 ⁹	148,4	157,8	169,2	179,6	187,2	214,7	237,1	272,4	287,6	308,8
5·10 ⁹	154,7	165,8	178,0	189,0	197,8	227,8	250,1	287,6	302,9	327,5
1·10 ¹⁰	169,0	179,8	183,6	194,9	203,4	236,0	259,4	299,4	314,6	340,5

$$D = \frac{10^6 \cdot G \cdot A \cdot t \cdot (3600)}{K \cdot R^2}$$

Величину коэффициента ослабления ионизирующего излучения можно определить по формуле:

$$K = \frac{H_{\text{измерен.}}}{H_{\text{проект.}}}$$

где $H_{\text{измерен.}}$ - измеренная на рабочем месте мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч; $H_{\text{проект.}}$ - проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч (табл. 4.12).

Таблица 4.12. Мощность эквивалентной дозы, используемая при проектировании защиты от внешнего ионизирующего излучения (ОСПОРБ-99)

Категория облучаемых лиц		Назначение помещений и территорий	Продолжительность облучения, ч/год	Проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч
Персонал	группа А	Помещения постоянного пребывания персонала	1700	6,0
		Помещения временного пребывания персонала	850	12,0
	группа Б	Помещения организации и территория санитарно-защитной зоны, где находится персонал группы Б	2000	1,2
Население		Любые другие помещения и территории	8800	0,06

Примечания.

1. В таблице приведены значения мощностей доз от техногенных источников ионизирующего излучения, имеющихсся в организации.

2. Переход от измеряемых значений эквивалентной дозы к эффективной дозе для потоков частиц (фотонов) различной энергии осуществляется по специальным методическим указаниям.

При использовании в качестве защитных экранов других материалов (бетона, железа, кирпича, воды, чугуна и др.) можно сделать перерасчет защиты по отношению к плотности материалов. Данные о плотности некоторых материалов приведены в табл. 4.13. При пересчете толщины по плотностям следует исходить из следующего соотношения:

$$\frac{d_1}{d_2} = \frac{\rho_2}{\rho_1},$$

где d_1 - толщина защитного материала (свинца); ρ_1 - плотность защитного материала (свинца); d_2 и ρ_2 - толщина и плотность искомого материала.

Таблица 4.13. Плотность материалов, г/см³

Материал	Плотность	Материал	Плотность
алюминий	2,7	железо	7,89
бетон	2,1 2,7	кирпич	1,4 1,9
вода	1,0	свинец	11,34
воздух	0,00129	чугун	7,2

Для расчета времени работы с источником ионизирующего излучения используют следующую формулу:

$$t = \frac{H_{\text{проект.}}}{H_{\text{измерен.}}},$$

где $H_{\text{проект}}$ - проектная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч; $H_{\text{измерен}}$ - измеренная на рабочем месте мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч.

Пример ситуационной задачи

Задание

Рассчитайте необходимую толщину защитного экрана при работе с источником ^{60}Co , активностью 100 МБк в помещении постоянного пребывания персонала. Расстояние от источника до рабочего места 0,5 м. *аГр х м²*

Керма-постоянная для кобальта-60 - 84,23 $\cdot 10^{-8}$. Средняя энергия фотонов ^{60}Co - 1,25 МэВ.

Решение

Рассчитываем мощность поглощенной дозы в помещении:

$$D = \frac{10^6 \cdot G \cdot A \cdot t \cdot (3600)}{R^2}$$
$$= \frac{10^6 \cdot 10^{-8} \cdot 84,24 \cdot 100 \cdot 10^6 \cdot (3600)}{0,5^2} = 120 \text{ мкЗв/ч.}$$

Мощность эквивалентной дозы равна:

$$H = D \cdot W_R = 120 \cdot 1 = 120 \text{ мкЗв/ч.}$$

Проектная мощность эквивалентной дозы в помещении постоянного пребывания персонала равна 6,0 мкЗв/ч (табл. 4.12). Находим кратность ослабления (K):

$$K = \frac{120}{6} = 20.$$

Ответ

По таблицам толщины защиты в зависимости от кратности ослабления и энергии гамма-излучения определяем, что при коэффициенте ослабления 20 и энергии фотонов 1,25 МэВ толщина защитных материалов следующая: свинец - 58 мм, железо - 113 мм, бетон - 399 мм.

Расчет защиты от рентгеновского излучения.

Расчет радиационной защиты основан на определении коэффициента (кратности) ослабления мощности поглощенной дозы рентгеновского излучения в воздухе в данной точке в отсутствие защиты до значения допустимой мощности поглощенной дозы (ДМД).

Стационарные средства радиационной защиты процедурной рентгеновского кабинета (стены, потолок, пол, смотровые окна, ставни и т. п.) должны обеспечивать ослабление рентгеновского излучения до уровня, при котором не будет превышен основной предел дозы (ПД) для соответствующих категорий облучаемых лиц за все время их пребывания на территории, прилегающей к наружным стенам процедурной и (или) в смежных с ней помещениях (табл. 4.14).

Кратность ослабления рассчитывается по формуле:

$$K = D_0 / \text{ДМД} = 10^3 \cdot H \cdot W \cdot N / 30 \cdot \Gamma^2 \cdot \text{ДМД},$$

где 10^3 - коэффициент перевода мГр в мкГр; H - радиационный выход - мощность поглощенной дозы в воздухе в первичном пучке рентгеновского излучения на расстоянии 1 м от фокусного пятна рентгеновской трубки, мГр·м²/ (мА·мин).

Значение радиационного выхода берется из технической документации на конкретный рентгеновский излучатель. При отсутствии этих данных H выбирается из табл. 4.15.

W - рабочая нагрузка рентгеновского аппарата, (мА · мин)/нед. Рассчитаны исходя из регламентированной длительности проведения рентгенологических исследований при стандартизованных значениях анодного напряжения.

Данные W , в зависимости от типа и назначения рентгеновского аппарата, приведены в табл. 4.16.

Таблица 4.14. Допустимая мощность дозы рентгеновского излучения (ДМД) за стационарной защитой процедурной рентгеновского кабинета (СанПин 2.6.1.802 - 99)

Помещения, территория	Допустимая мощность дозы, мкГр/ч	Предел дозы, мЗв/год
1. Помещения постоянного пребывания персонала группы А (процедурная, комнаты управления, приготовления бария, фотолаборатория, кабинет врача и др.)	13,0	20,0
2. Помещения, смежные по вертикали и горизонтали с процедурной рентгеновского кабинета, имеющие постоянные рабочие места персонала группы Б	2,5	5,0
3. Помещения, смежные по вертикали и горизонтали с процедурной рентгеновского кабинета без постоянных рабочих мест (холл, гардероб, лестничная площадка, коридор, комната отдыха, уборная, кладовая и др.)	10,0	5,0
4. Помещения эпизодического пребывания персонала группы Б (технический этаж, подвал, чердак и др.)	40,0	5,0
5. Палаты стационара, смежные по вертикали и горизонтали с процедурной рентгеновского кабинета	1,3	1,0
6. Территория, прилегающая к наружным стенам процедурной рентгеновского кабинета	2,8	1,0
7. Жилые помещения, смежные с процедурной рентгеновского стоматологического кабинета	0,3	1,0

Таблица 4.15. Значения радиационного выхода H на расстоянии 1 м от фокуса рентгеновской трубки (анодное напряжение постоянное, сила анодного тока - 1 мА, дополнительный фильтр 2 мм А1, для 250 кВ - 0,5 мм Си)

Анодное напряжение, кВ	40	50	75	100	150	200	250
Радиационный выход, H мГр · м ² (мА · мин)	2	3	6,3	9	18	25	20

Таблица 4.16. Стандартизованные значения рабочей нагрузки W и анодного напряжения U при расчете стационарной защиты

Рентгеновская аппаратура	Рабочая нагрузка, (мА·мин)/нед.	Анодное напряжение, кВ
1. Рентгенофлюорографический аппарат без защитной кабины	4000	100
2. Рентгенофлюорографический аппарат с защитной кабиной, цифровой флюорограф, рентгенодиагностический аппарат с цифровой обработкой изображения	2000	100
3. Рентгенофлюорографический аппарат без защитной кабины с УРИ и цифровой обработкой изображения	400	100
4. Рентгенодиагностический комплекс с полным набором штативов (1-е, 2-е и 3-е рабочие места)	1000	100
5. Рентгеновский аппарат для рентгеноскопии (1-е рабочее место — поворотный стол-штатив ПСП): – в вертикальном положении ПСП; – в горизонтальном положении ПСП	800 200	100 100
6. Рентгеновский аппарат для рентгенографии (2-е и 3-е рабочие места — стол снимков и стойка снимков)	1000	100
7. Ангиографический комплекс	1000	100
8. Рентгеновский компьютерный томограф	400	125
9. Хирургический передвижной аппарат с усилителем рентгеновского изображения	200	100
10. Палатный рентгеновский аппарат	200	90
11. Рентгеноурологический стол	400	90
12. Рентгеновский аппарат для литотрипсии	200	90
13. Маммографический рентгеновский аппарат	200	40
14. Рентгеновский аппарат для планирования лучевой терапии (симулятор)	200	100
15. Аппарат для близкоистанционной рентгенотерапии	5000	100
16. Аппарат для дальнеистанционной рентгенотерапии	12000	250
17. Остеоденситометр для всего тела	200	Номинальное
18. Остеоденситометр для конечностей	100	70

N - коэффициент направленности излучения. Данный коэффициент учитывает направления первичного пучка рентгеновского излучения. В направлении первичного пучка рентгеновского излучения значение N принимается равным 1. Для аппаратов с подвижным источником излучения во время получения изображения (рентгеновский компьютерный томограф, панорамный томограф, сканирующие аппараты) коэффициент направленности равен 0,1. Во всех других направлениях, куда попадает только рассеянное излучение, значение N принимается равным 0,05.

30 - значение нормированного времени работы рентгеновского аппарата в неделю при односменной работе персонала группы А (30-часовая рабочая неделя), ч/нед.

R - расстояние от фокуса рентгеновской трубки до точки измерения уровня излучения за защитой (м), определяется по проектной документации на рентгеновский кабинет.

За точки расчета защиты принимаются точки, расположенные:

- вплотную к внутренним поверхностям стен помещений, прилегающих к процедурной рентгеновского кабинета или наружным стенам;
- на расстоянии 0,5 м от уровня пола при расположении процедурной под защищаемым помещением;
- на расстоянии 2 м от уровня пола при расположении процедурной над защищаемым помещением.

На основании рассчитанных значений кратности ослабления (K) определяют необходимые величины свинцовых эквивалентов элементов стационарной защиты (табл. 4.17).

Защитные характеристики (свинцовые эквиваленты) основных строительных и специальных защитных материалов приведены в табл. 4.18, 4.19, 4.20.

В качестве материалов для изготовления стационарной защиты могут быть использованы любые строительные материалы, обладающие необходимыми конструктивными и защитными характеристиками, отвечающими экологическим и санитарно-гигиеническим требованиям.

Расчет защиты для двух или более рентгеновских аппаратов, установленных в одной процедурной, проводится для аппарата с наибольшими номинальными значениями анодного напряжения и рабочей нагрузки.

Таблица 4.17. Свинцовые эквиваленты защиты в зависимости от кратности ослабления Λ -рентгеновского излучения

K, отн. ед.	Свинцовый эквивалент (мм) при анодном напряжении (кВ) и фильтре					
	2 мм Al					0,5 мм Cu
	50	75	100	150	200	250
Толщина защиты из свинца dPb, мм						
3	0,02	0,05	0,1	0,16	0,24	0,2
7	0,05	0,11	0,21	0,31	0,46	0,6
10	0,06	0,13	0,25	0,37	0,55	0,7
15	0,08	0,17	0,31	0,46	0,69	1,0
20	0,09	0,20	0,37	0,53	0,8	1,1
25	0,1	0,22	0,42	0,59	0,9	1,3
30	0,11	0,24	0,45	0,62	0,9	1,4
40	0,12	0,28	0,52	0,69	1,1	1,6
50	0,13	0,31	0,58	0,8	1,2	1,9
70	0,14	0,36	0,68	0,8	1,3	2,0
100	0,16	0,41	0,8	1,0	1,5	2,4
150	0,2	0,5	0,9	1,1	1,7	2,7
200	0,2	0,5	1,0	1,2	1,8	3,0
300	0,3	0,6	1,1	1,4	2,0	3,5
400	0,3	0,7	1,2	1,5	2,2	3,8
600	0,3	0,75	1,3	1,7	2,4	4,2
800	0,3	0,8	1,4	1,7	2,5	4,5
1000	0,3	0,8	1,5	1,8	2,6	4,7

Окончание таблицы 4.17

K, отн.ед.	Свинцовый эквивалент (мм) при анодном напряжении (кВ) и фильтре					
	2 мм Al					0,5 мм Cu
	50	75	100	150	200	250
Толщина защиты из свинца dPb, мм						
1500	0,4	0,9	1,6	2,0	2,8	5,2
2000	0,4	1,0	1,7	2,1	3,0	5,6
2500	0,4	1,0	1,8	2,2	3,1	5,8
3000	0,4	1,1	1,9	2,3	3,2	6,0
4000	0,45	1,1	2,0	2,4	3,35	6,2
5000	0,5	1,15	2,1	2,5	3,5	6,6
6000	0,5	1,2	2,2	2,6	3,6	6,8
10000	0,5	1,3	2,3	2,75	3,9	7,4
12000	0,5	1,3	2,4	2,85	4,0	7,6
15000	0,55	1,35	2,5	2,95	4,1	7,8
20000	0,6	1,4	2,6	3,1	4,3	8,1
30000	0,6	1,5	2,7	3,2	4,5	8,6
40000	0,65	1,6	2,85	3,3	4,7	9,0
50000	0,65	1,65	2,9	3,4	4,8	9,2
60000	0,65	1,65	3,0	3,5	4,9	9,4
100000	0,7	1,8	3,2	3,7	5,2	10
200000	0,75	1,9	3,4	4,0	5,6	11,0
300000	0,8	2,0	3,6	4,2	5,8	11,4
500000	0,8	2,2	3,8	4,4	6,1	12
1000000	0,9	2,3	4,0	4,7	6,5	13
1500000	0,9	2,3	4,2	4,8	6,7	13,4
3000000	1,0	2,5	4,4	5,1	7,1	14,2
5000000	1,0	2,6	4,6	5,3	7,4	15
10000000	1,1	2,8	4,8	5,6	7,8	15,8

Таблица 4.18. Материал рентгенозащитный из просвинцованного пластика ППС-73

Наименование	Тип	Размер, мм	Поверхностная плотность, кг/м ²	Свинцовый эквивалент, мм
Рулонный	ПЛ-1	7000×900×2,5	7	0,32
Плиты	ПЛ-1	700×500×10	28	1,3
Плиты	ПЛ-2	1000×500×10	28	1,2

Таблица 4.19. Стекла рентгеновские защитные марок ТФ 5 и ТФ 105 ГОСТ 9541-75

Толщина стекла, мм	Свинцовый эквивалент (мм) при напряжении 180–200 кВ, не менее
10	2,5
15	4,0
20	5,0
25	6,5
50	13,5

При проектировании стационарной защиты процедурной рентгеновского кабинета в зависимости от конструктивных особенностей и технологии использования конкретного аппарата должны быть выделены участки, для которых расчет защиты проводится на ослабление первичного пучка рентгеновского излучения. Остальная площадь стационарной защиты должна обеспечивать ослабление только рассеянного излучения. Для остеоденситометров, рентгеновских компьютерных томографов, маммографов, флюорографов, ортопан-томографов расчет стационарной защиты должен проводиться только от рассеянного излучения.

В процедурной рентгеновского кабинета, где пол расположен непосредственно над грунтом или потолок находится непосредственно под крышей, защита от излучения в этих направлениях не предусматривается.

Таблица 4.20. Свинцовые эквиваленты строительных материалов, используемых для защиты от рентгеновского излучения

Материал	Плотность, г/см ³	Толщина свинца, мм	Эквивалентная толщина материала (мм) при напряжении на рентгеновской трубке (кВ)									
			50	60	75	100	125	150	180	200	220	250
Сталь	7,9	1	-	5	5,5	6	9	12	12,5	13	12,5	12
		2	-	10	11	12	18,5	25	26	27	24	20
		3	-	16	18	19	23	37	39	40	34	28
		4	-	22	24	25	38	50			45	35
		4	-	22	24	25	38	50	53	55	45	35
		6	-	-	-	36	54	71	76	80	64	48
		8	-	-	-	50	72	93	100,5	108	84	60
Бетон	2,3	1	-	80	80	85	85	85	85	85	73,5	60
		7	-	160	160	160	160	160	155	150	123	95
		3	-	210	210	210	220	230	200	210	168	125
		4	-	320	338	355	345	290	283	275	213	150
		6	-	-	-	-	-	450	425	400	305	210
		8	-	-	-	-	-	560	550	540	400	260
		10	-	-	-	-	-	-	-	670	485	300
Кирпич полнотелый	1,6	1	-	120	120	130	130	130	130	130	120	100
		2	-	240	240	240	240	240	240	240	195	150

Продолжение таблицы 4.20

Материал	Плотность, г/см ³	Толщина свинца, мм	Эквивалентная толщина материала (мм) при напряжении на рентгеновской трубке (кВ)									
			50	60	75	100	125	150	180	200	220	250
		3	-	360	350	340	340	340	340	340	270	200
		4	-	470	455	430	430	430	430	430	335	240
		6	-	-	-	-	-	550	570	590	455	320
		8	-	-	-	-	-	-	-	620	505	390
		8	-	-	-	-	-	-	-	620	505	390
		10	-	-	-	-	-	-	-	740	600	460
Барито-бетон	2,7	1	-	18	18	18	20	22	23,5	25	24	23
		2	-	36	37	38	38	38	44,0	50	46	42
		3	-	52	59	65	65	65	70,0	75	68	60
		4	-	70	80	90	90	90	95,5	100	88	75
		6	-	-	-	-	-	130	140	150	128	105
		8	-	-	-	-	-	175	188	200	168	135
		10	-	-	-	-	-	-	-	250	208,0	165
Кирпич полнотелый	1,8	0,5	100	-	-	70	-	84	-	76	-	68
		1	200	-	-	120	-	150	-	130	-	120
		2	-	-	-	195	-	260	-	230	-	190
		3	-	-	-	260	-	340	-	310	-	250
		4	-	-	-	330	-	420	-	370	-	300
		6	-	-	-	450	-	570	-	490	-	390
		8	-	-	-	-	-	-	-	600	-	470

Окончание таблицы 4.20

Материал	Плотность, г/см ³	Толщина свинца, мм	Эквивалентная толщина материала (мм) при напряжении на рентгеновской трубке (кВ)									
			10	12	15	20	25	30	40	50	60	70
		10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	540
		12	-	-	-	-	-	-	-	-	-	610
		12	-	-	-	-	-	-	-	-	-	610
Гипсокартон	0,84	0,2	50	-	-	48	-	63	-	62	-	60
		0,4	110	-	-	89	-	120	-	110	-	105
		0,6	170	-	-	130	-	175	-	155	-	145
		0,8	230	-	-	165	-	220	-	200	-	180
		1,0	290	-	-	200	-	270	-	240	-	220
Пенобетон	0,63	0,2	84	-	-	66	-	82	-	92	-	77
		0,4	180	-	-	120	-	160	-	145	-	135
						170				200		180
						220				260		230
		0,6 0,8	280	-	-	170	-	230	-	200	-	180
			380									
		0,8	380	-	-	220	-	280	-	260	-	230
		1,0	480	-	-	270	-	340	-	310	-	270
		1,2	-	-	-	310	-	400	-	360	-	310
		1,4	-	-	-	350	-	450	-	410	-	340
1,6	-	-	-	390	-	500	-	450	-	380		
1,8	-	-	-	430	-	560	-	500	-	410		
2,0	-	-	-	470	-	600	-	530	-	440		

Свинцовый эквивалент просвинцованной резины плотностью 3,3 г/см³ - 0,2 мм Рв; плотностью 5,8 г/см³ - 0,45 мм Рв.

Пример ситуационной задачи

Задание

Определите необходимую толщину свинца и основных строительных материалов для защиты персонала (группа А), находящегося в комнате управления рентгеновского аппарата для рентгенографии (расстояние 3 м) и в помещении (технологический этаж) эпизодического пребывания персонала группы Б (расстояние 2 м). Анодное напряжение 100 кВ.

Решение

Находим кратность ослабления для персонала группы

$$K = 10^3 \cdot 9 \cdot 10^3 / 30 \cdot 9 \cdot 13 = 9 \cdot 10^6 / 3510 = 2564.$$

А:

Ответ

По табл. 4.17 находим, что толщина экрана из свинца будет равна 1,8 мм = 2,0 мм. Далее по табл. 4.19, 4.20 определяем, что экран из стали должен быть 12 мм, из бетона - 160, из кирпича - 240, баритобетона - 38, стекла рентгеновского защитного - 10 мм.

Находим кратность ослабления для персонала группы Б:

Толщина экрана из свинца - 1,7 мм, из стали - 10,2, из бетона - 144,5, из кирпича - 221, из баритобетона - 30,6, из гипсокартона - 340, из пенобетона - 459 мм.

Контрольные вопросы

1. Какие дозиметрические величины и единицы их измерения вы знаете?
2. На какие группы разделяются дозиметрические приборы по своему назначению?
3. Укажите основные методы регистрации ионизирующих излучений, применяемых при работе с дозиметрическими приборами.
4. Определите задачи дозиметрического контроля.
5. Какие основные принципы защиты от внешнего облучения?
6. Какие виды дозиметрического контроля вам известны?
7. Какие существуют методы исследования и какими приборами осуществляется групповой дозиметрический контроль?

8. Какие основные положения необходимо учитывать при проведении дозиметрического контроля переносными приборами?
9. Каким образом осуществляется индивидуальный дозиметрический контроль.
10. Дайте характеристику трем основным видам дозиметрического контроля.
11. Какие условия могут приводить к значительному расхождению показаний дозиметров разных типов?
12. Как правильно следует проводить дозиметрический контроль при обследовании объектов окружающей среды?
13. Какие приборы группового дозиметрического контроля вы знаете?
14. Какая дозиметрическая величина является операционной для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях и на рабочих местах?
15. Какие дозиметры применяют для оперативного контроля индивидуальных доз?
16. Какие задачи и цели определяет индивидуальный дозиметрический контроль?
17. Какие источники непрерывного и прерывистого действия вы знаете?
18. Дайте характеристику расчетным методам определения доз и контроля защиты от источников ионизирующих излучений.

Список литературы

- Гигиенические требования к производству, эксплуатации и контролю рентгеновских установок для досмотра багажа и товаров. Санитарные правила. СП 2.6.1.697-98.
- ГОСТ 27451-87 Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия. - Изд. стандартов.
- ГОСТ 29.074-91 Аппаратура контроля радиационной обстановки. Общие требования. - Изд. стандартов.
- ГОСТ 4.59-79 - СПКП. Средства измерений ионизирующих излучений. Номенклатура показателей. - Изд. стандартов.
- ГОСТ Р 8.563-96 ГСИ. Методики выполнения измерений. - Изд. Стандартов.
- Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения // МУ 2.6.1.25-2000. Общие требования. ДБЧС МАЭ РФ. - М.: Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России, 2000.
- Дозиметрический контроль внутреннего профессионального облучения // МУ 2.6.1.26-2000 Общие требования. ДБЧС МАЭ РФ. - М.: Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России, 2000.
- Контроль радиационной обстановки // МУ 2.6.1.14-2001 Общие требования. ДБЧС МАЭ РФ. - М.: Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России, 2001.
- Кочетков О.А., Кутьков Б.А., Панфилов А.П.* Методическое обеспечение введения в действие новых норм радиационной безопасности // Методическое обеспечение радиационного контроля на предприятии. Т.1. Минатом России, Минздрав России, ФУ «Медбиоэкстрем», 2001. - С. 4-21.
- Кутьков Б.А., Панфилов А.П., Кочетков О.А.* и др. Контроль соблюдения требований норм и правил. АНРИ, 2001. - # 3. - С. 4-15.
- Методические указания «Контроль эффективных доз облучения пациентов при медицинских рентгенологических исследованиях». МУК 2.6.1. 1797-01. - М.: Минздрав России, 2001.
- Методические указания «Организация и проведение индивидуального дозиметрического контроля персонала медицинских учреждений». МУ 2.6.1. 2118-06. - М.: Роспотребнадзор, 2006.
- Методические указания «Оценка индивидуальных эффективных доз облучения населения за счет природных источников ионизирующего излучения». МР 11-2/221-09 от 15.12. - М.: Минздрав России, 2000.
- Методические указания «Проведение радиационного контроля в рентгеновских кабинетах». МУ 2.6.1. 1892-05. - М.: Роспотребнадзор, 2005.

МИ 2453-2000 ГСИ. Рекомендация. Методики радиационного контроля. Общие требования. - М.: Изд. Стандартов, 2000.

Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. -М.: «Энергоатомиздат», 1990. - 251 с.

Немиро Е.А., Губатова Д.Я., Балодэ Г.Ю. Региональная система индивидуального контроля на основе ТЛД. - М.: «Энергоатомиздат», 1987. - 126 с.

Нормы радиационной безопасности НРБ-99. - М.: Минздрав России, 1999. - 115 с.

Нурлыбаев К.Н. Дозиметрические приборы в Госреестре средств измерений. АНРИ, 2001. - # 2. - С. 22-39.

Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения // МУ 2.6.1.16-2000. Общие требования. ДБЧС МАЭ РФ. Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. АНРИ # 3(22), 2000. - С. 43-75.

Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99. СП-2.6.1 799-2000. - М.: Минздрав России, 2000.

ПР 50.2.006-94 ГСИ. Порядок проведения поверки средств измерений. - М.: Изд. Стандартов, 1994.

ПР 50.2.009-94 ГСИ. Порядок проведения испытаний и утверждения типа средств измерений. - М.: Изд. Стандартов, 1994.

ПР 50.2.030-2001 ГСИ. Система аккредитации лабораторий радиационного контроля (САРК). Основные положения. - М.: Изд. Стандартов, 2001.

Радиационная безопасность при медицинских рентгенологических исследованиях. Методические указания. МУ 2.6.3.001-94. - Рязань, 1994.

Руководство по организации и проведению индивидуального дозиметрического контроля. # 2925-83. - Минздрав СССР, 1983.

Физический энциклопедический словарь. - М.: Советская энциклопедия, 1984.

Глава 5. Государственный санитарно-эпидемиологический надзор в области радиационной гигиены

5.1. СОДЕРЖАНИЕ ГОСУДАРСТВЕННОГО САНИТАРНО-ЭПИДЕМИОЛОГИЧЕСКОГО НАДЗОРА ПО РАЗДЕЛУ РАДИАЦИОННОЙ ГИГИЕНЫ

Цель занятия: изучить организацию и проведение санитарно-эпидемиологического надзора, санитарно-гигиенических мероприятий, медицинского контроля за соблюдением норм радиационной безопасности при воздействии источников ионизирующих излучений.

Практические навыки и умения: освоить критерии оценки радиационной обстановки, складывающейся внутри и в окружении радиационно-опасных объектов.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Государственный санитарно-эпидемиологический надзор в области радиационной гигиены включает:

- радиационно-гигиенический мониторинг на поднадзорных территориях (содержание радионуклидов в глобальных выпадениях, продуктах питания, воде, в том числе питьевой) и других объектах окружающей среды;
- контроль за радиационно-опасными объектами (за содержанием радионуклидов в воздухе на границе санитарно-защитной зоны учреждений, работающих с ИИИ, контроль выбросов и сбросов радиоактивных газов и отходов, контроль за содержанием радиоактивных веществ в воздухе рабочих помещений, в частности рабочей зоне предприятий);
- дозиметрический контроль в жилых и общественных зданиях (исследования радиационного фона, содержания радионуклидов в строительных материалах, контроль эквивалентной равновесной объемной активности радона);
- радиационно-гигиеническую экспертизу и паспортизацию предприятий.

5.1.1. Гигиенические основы организации работ с закрытыми источниками ионизирующего излучения (ИИИ)

Источник излучения закрытый - источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на который он рассчитан.

Закрытые ИИИ по характеру действия могут быть условно разделены на 2 группы: *непрерывного действия и периодически генерирующие* излучение.

К *первой* группе относятся установки различного назначения - бета-, гамма-, нейтронные излучатели; *вторая* включает рентгеновские аппараты и ускорители заряженных частиц¹.

Закрытые ИИИ широко применяются в медицине, строительной, нефтеперерабатывающей, авиационной и химической промышленности, где используют дефектоскопические методы, радиоизотопные приборы технического контроля. В зависимости от условий *эксплуатации дефектоскопы* подразделяются на стационарные, передвижные, переносные. По *направлению излучения* они подразделяются на фронтальные и панорамные.

Основной способ получения информации о контролируемом объекте в дефектоскопии с помощью ионизирующего излучения - просвечивание на рентгеновскую пленку вместе с усиливающими экранами (металлическими, флюороскопическими) или без них. Возможны и другие способы получения информации о контролируемых объектах: радиометрический, радиоскопический и др.

Следует подчеркнуть, что в дефектоскопии применяется большое разнообразие источников ионизирующих излучений, различные методы просвечивания и,

следовательно, возможно комплексное воздействие факторов опасности для персонала и населения. Среди этих факторов следует отметить внешнее облучение (характерное для всех видов дефектоскопической техники) и внутреннее (в результате разгерметизации радионуклидных источников), а также воздействие нерадиационных факторов (озона, окислов азота).

Организация защиты персонала и отдельных лиц из населения при эксплуатации стационарных дефектоскопов обеспечивается за счет планировочных решений, рационального размещения, системы блокировки и сигнализации. Вопросы обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации передвижных и переносных аппаратов решаются в зависимости от конструкции просвечиваемых изделий, характера работ (полевые условия, просвечивание в подполье и т.д.), методов просвечивания и т.п.

¹ При энергии в ускорителях больше 10 МэВ возможно образование искусственных радионуклидов.

Дефектоскопы непрерывного действия (с радионуклидными источниками). В качестве *гамма-источников* ионизирующего излучения служат такие радиоактивные изотопы как ⁶⁰Co, ⁷⁵Se, ¹⁷⁰Tu, ¹⁹²Ir. Изделия толщиной до 20 мм просвечивают тормозным излучением *бета-источниками* (⁹⁰Sr, ¹⁴⁷Pm, ²⁰⁴Tl). Для *нейтронных источников* применяют радиоактивные препараты на основе ²⁴⁴Cm, ²⁵²Cf, ²⁴¹Am. При нейтронной радиографии, просвечивании тяжелых металлов и водородсодержащих материалов используют потоки тепловых и промежуточных нейтронов.

При просвечивании изделий используют дефектоскопы, состоящие из защитного устройства с источником излучения, блока управления выпуском и перекрытием пучка излучения и системы сигнализации положения радионуклида.

Наряду с радиоизотопными источниками в дефектоскопии применяют *рентгеновские аппараты* (стационарного и переносного типа) и *ускорители заряженных частиц*

Максимальная толщина просвечиваемых изделий рентгеновскими аппаратами составляет 20-30 мм стали. Качество изделий толщиной более 200 мм контролируют высокоэнергетическими установками тормозного излучения; бетатронами, линейными ускорителями, микротронами.

Таким образом, в дефектоскопической практике налицо большое количество разнообразных источников ионизирующего излучения, различных методов просвечивания и, следовательно, имеются различные факторы опасности для персонала и отдельных лиц из населения.

Среди этих факторов необходимо указать на возможность внешнего (при эксплуатации всех видов радиационной техники) и внутреннего облучения (при эксплуатации радиоизотопных приборов в случае разгерметизации источника, ускорителей с энергией более 10 МэВ), а также на вероятность непланируемого облучения при нарушении технологии просвечивания.

В общем виде схема радиационной безопасности при промышленной дефектоскопии состоит из двух элементов, включающих средства снижения уровня облучения и средства контроля. При решении задачи по снижению уровня облучения при стационарных методах просвечивания главное внимание уделяют радиационной защите помещений, блокировке, сигнализации и планировке, при проведении переносной дефектоскопии - радиационной защите установок, организационным мероприятиям по обеспечению радиационной безопасности персонала и населения.

При *стационарной* дефектоскопии процесс просвечивания изделий включает следующие основные этапы:

- монтаж, наладку и испытание радиационной техники;
- установку изделий для просвечивания;
- просвечивание изделий;
- транспортировку изделия из помещения, предназначенного для просвечивания.

При просвечивании изделий *рентгенодефектоскопическими* установками и *ускорителями* различного типа радиационную опасность представляют 1-й и 3-й этапы, а при просвечивании *радиоизотопными* аппаратами - все вышеперечисленные этапы.

Технологический процесс просвечивания деталей радионуклидными *переносными* дефектоскопами включает:

- монтаж, наладку и испытание радиационной техники, хранение источника;
- транспортировку дефектоскопа к месту просвечивания;
- установку аппарата на изделие;
- вывод источника, просвечивание и возврат источника в положение хранения;
- снятие дефектоскопа с изделия;
- транспортировку дефектоскопа к месту хранения.

При данных видах работ наиболее радиационно опасными процедурами, дающими существенный вклад в суммарную дозу облучения, являются транспортировка дефектоскопа (от 20 до 40%) и установка аппарата на изделие (25-50%).

При рентгенодефектоскопических исследованиях с помощью переносных установок определенную степень радиационной опасности представляет четвертый этап - вывод источника, просвечивание и возврат источника в положение хранения.

Распределение интенсивности полей излучения для различных аппаратов и условий просвечивания зависят от многих условий: типа дефектоскопов, толщины просвечиваемых изделий, активности и т.п. Наименьшая интенсивность излучения отмечается при фронтальном просвечивании в зоне обратно рассеянного излучения, а максимальная - в направлении пучка. В этом случае безопасное расстояние от радионуклидного дефектоскопа Гаммарид-23 (активность ^{192}Ir - 100 ТБк) для персонала составляет 15 м, для отдельных лиц из населения до 100 м, при эксплуатации рентгенодефектоскопических аппаратов МИРА-3Д (до 250 кВ) - 5 м и 20 м соответственно. При панорамном просвечивании интенсивность излучения во все стороны практически равномерна (за исключением 180°). В этом случае безопасное расстояние (эксплуатация радионуклидного дефектоскопа) составляет для персонала до 40 м и для отдельных лиц из населения > 100 м.

Многолетний отечественный и зарубежный опыт эксплуатации дефектоскопической аппаратуры показывает, что строгое соблюдение администрацией и персоналом всех требований, установленных санитарными правилами и нормами, надежно предупреждает незапланированное облучение персонала и загрязнение окружающей среды. Однако отмечаются отдельные случаи грубого нарушения требований, предъявляемых к проведению технологического процесса, условий хранения и транспортировки источников, способных привести к радиационным авариям. Анализ радиационных аварий в дефектоскопии показал, что их основными причинами являются: нарушение правил хранения, транспортировки (60%); несоблюдение технологии работ (20%), отказы системы перемещения источников (12%) и неполадки аппаратуры радиационного контроля (8%). Если нарушения правил технологии, отказ систем перемещения источников приводит к переоблучению персонала, то несоблюдение инструкции правил хранения ИИИ - к загрязнению радионуклидами окружающей среды и дополнительному облучению отдельных лиц из населения.

Обеспечение радиационной безопасности при дефектоскопических работах. Устройство, в которое помещен закрытый источник излучения, должно быть устойчивым к механическим, химическим, температурным и другим воздействиям, иметь знак радиационной опасности. В нерабочем положении закрытые источники излучения должны находиться в защитных устройствах, а установки, генерирующие ионизирующее излучение, обесточены.

Мощность дозы излучения от стационарных, передвижных и переносимых дефектоскопов непрерывного действия не должна превышать 20 мкГр/ч на расстоянии метра от поверхности защитного блока с источником излучения. Мощность дозы

излучения от устройств, при работе которых возникает сопутствующее неиспользуемое рентгеновское излучение, не должно превышать 1,0 мкГр/ч на расстоянии любой поверхности.

Требования по защите от рентгеновского излучения рентгенодефектоскопов регламентируются специальными правилами.

Гигиенические рекомендации по снижению доз облучения дефектоскопистов.

1. Рабочие места персонала при просвечивании изделий должны располагаться в зоне обратного рассеянного излучения.

2. При транспортировке дефектоскопов непрерывного действия выбирают оптимальный маршрут к месту просвечивания.

3. При установке дефектоскопов на просвечиваемое изделие необходимо использовать стандартные приспособления для крепления.

4. Использовать низкоэнергетические радионуклиды: ^{75}Se , ^{170}Tm , ^{192}Ir , или импульсные рентгеновские аппараты вместо ^{60}Co или ^{137}Cs , если это возможно по технологии.

5. Контролировать объем проведения дефектоскопических работ в труднодоступных условиях по результатам индивидуальной дозиметрии.

6. Персонал при проведении данного вида работ должен быть снабжен прямопоказывающими индивидуальными дозиметрами.

Гигиена труда при эксплуатации радиоизотопных приборов (РИП). Радиоизотопные приборы состоят из: радионуклидного источника с защитным контейнером; блока детектирования; устройства регистрации и идентификации излучения.

На предприятиях народного хозяйства РИПы применяются для контроля уровня жидкостей в закрытых сосудах, плотности материалов, влажности, анализа состава веществ и определения их концентрации, измерения давления и температуры, проведения счета предметов, осуществления блокировки автоматов.

Широкое внедрение в практику РИПов обусловлено высоким быстродействием, непрерывностью и точностью измерений, возможностью контроля различных по своему агрегатному состоянию твердых, жидких, газообразных веществ и химически агрессивных, взрывоопасных сред.

К РИПам относятся уровнемеры, толщиномеры, плотномеры, счетчики предметов, измерители давления, влагомеры, радиоизотопные извещатели дыма, анализаторы. Не являются радиоизотопными приборами контроля светознаки, содержащие тритий, гаммадефектоскопы, радиоизотопные нейтрализаторы статического электричества и радиоизотопные энергетические источники питания.

По признакам, являющимся *общими* для различных видов измерительной аппаратуры, к РИПам относится функциональное назначение приборов (измерительные, регулирующие, комбинированные), вид объекта измерения, вид измеряемой физической и химической величины; характер перехода прибора из одного состояния в другое (дискретное и непрерывное изменение выходного сигнала).

К *специальным* признакам радиоизотопных приборов контроля производственных процессов необходимо отнести: вид ионизирующего излучения; физический принцип взаимодействия ионизирующего излучения с контролируемым объектом (ослабление и рассеяние первичного излучения, возбуждение вторичного излучения).

РИПы по условиям эксплуатации делятся на: стационарные и переносные; по изменению параметров ионизирующего излучения - альбедные и рентгенофлуоресцентные. К *альбедным* относятся приборы, принцип действия которых основан на измерении обратного рассеянного излучения от объекта. К *рентгенофлуоресцентным* - аппараты, измеряющие вторичное излучение, возбуждаемое в объекте контроля.

К факторам, обуславливающим радиационную опасность РИПов, в зависимости от радионуклидного состава источников и их активности относят альфа-, бета-, гамма-, нейтронное излучения и радиоактивное загрязнение поверхностей.

Наибольшее распространение получили радиоизотопные извещатели дыма, уровнемеры, плотномеры, влагомеры.

Дымоизвещатели используются для сигнализации возникновения очагов пожара. К таким приборам относятся охранно-пожарные установки РУОП-1, РУПИ-1, РИД-6М, источники излучения ^{239}Pu активностью до $18,5 \cdot 10^2$ кБк. *Уровнемеры* позволяют осуществлять бесконтактный позиционный контроль уровня жидких, сыпучих и кусковых материалов, контроль границы раздела двух сред, автоматическое регулирование заданного уровня материалов. К *релейным* РИПам относятся гамма-реле БГИ, ГР-6; ГР-7, ГРП-1, РРП и др. Радиоизотопные *плотномеры* предназначены для бесконтрольного непрерывного измерения в стационарных или полевых условиях плотности жидкостей, стоков грунта, суспензий и пульп. К *плотномерам* относятся ПР-1023М, РПП-1, ПЖР и др. *Нейтронные влагомеры* предназначены для измерения объемной влажности почвы, грунтов, бетонов и других строительных материалов неорганического происхождения. Принцип действия основан на замедлении быстрых нейтронов водородом влаги, содержащейся в материале. К *влагомерам* относятся приборы типа НИВА-2, ВПН-1, нейтрон-3М и др. Источником излучения в данных приборах является плутоний + бериллий с потоком нейтронов до НО^4 н/с.

Согласно действующим «Гигиеническим требованиям к устройству и эксплуатации радиоизотопных приборов» по степени радиационной опасности, в зависимости от вида и активности используемых в их составе источников, установлены четыре группы РИП:

1 группа

- РИП, содержащие источники альфаили бета-излучения с активностью не более МЗА, приведенной в приложении П-4 НРБ-99,

- РИП, содержащие источники гамма-излучения с активностью не более МЗА, создающие мощность поглощенной дозы в воздухе не более $1,0 \text{ мкГр/ч}$ на расстоянии $0,1 \text{ м}$ от поверхности источника;

2 группа

- РИП, содержащие источники альфаили бета-излучения с активностью более МЗА, но не более 200 МБк ;

3 группа

- РИП, содержащие источники альфаили бета-излучения с активностью более 200 МБк , но не более 2000 МБк ,

- РИП с источниками гамма-излучения, создающими мощность поглощенной дозы в воздухе более $1,0 \text{ мкГр/ч}$ на расстоянии $0,1 \text{ м}$ от поверхности источника, но не более $3,0 \text{ мкГр/ч}$ на расстоянии $1,0 \text{ м}$ от поверхности источника,

- РИП с источниками нейтронов, испускающими не более 10^5 н/с;

4 группа

- РИП, содержащие источники альфаили бета-излучения с активностью более 2000 МБк ,

- РИП с источниками гамма-излучения, создающими мощность поглощенной дозы в воздухе более $3,0 \text{ мкГр/ч}$ на расстоянии $1,0 \text{ м}$ от поверхности источника,

- РИП с источниками нейтронов, испускающими более 10^5 н/с.

Организационные мероприятия при эксплуатации РИПов заключаются в выполнении администрацией учреждения требований «Норм радиационной безопасности», «Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности», «Гигиенических требований к устройствам и эксплуатации радиоизотопных приборов». При приобретении предприятием РИП администрация должна утвердить документы, регламентирующие безопасные условия их эксплуатации, хранения и меры по ликвидации последствий аварии, определить круг лиц, ответственных за обеспечение безопасных

условий труда работающих. Администрация учреждения, в котором проводятся работы с РИП 2-4 групп, должна оформить в территориальных органах Роспотребнадзора заключение на соответствие условий работы с РИП требованиям санитарных правил.

Важным организационным моментом является отнесение работников к категории облучаемых людей. *Персонал*, занятый непосредственной работой с РИП 2-4 групп (производство, монтаж, ремонт, перезарядка, обслуживание и демонтаж), относится к *группе А. Работники*, которые по характеру своей деятельности попадают в сферу воздействия ионизирующих излучений РИП, относятся к *группе Б*.

Обеспечение радиационной безопасности при эксплуатации РИП. При разработке конструкции РИП предусматривается:

- наличие устройств, информирующих о положении источника в блоке (положения «работа» или «хранение»);
- возможность перекрытия выхода прямого пучка излучения за пределы блока источника и снижения уровней излучений до регламентированных величин при нахождении источника в положении «хранение»;
- надежная фиксация источника в положениях «работа» и «хранение», исключающая возможность перевода источника из положения «хранение» в положение «работа» без использования специального ключа, но позволяющая беспрепятственно перевести его из положения «работа» в положение «хранение»;
- невозможность доступа к источнику без использования специального инструмента и без повреждения пломбы изготовителя;
- надежное крепление стационарных РИП, исключающее возможность его несанкционированного съема посторонними лицами.

В соответствии с основными принципами обеспечения радиационной безопасности эффективность защиты при эксплуатации РИП может быть оценена: мощностью дозы излучения на расстоянии 0,1 м и 1,0 м от поверхности блока с источником (положение хранения) и на ближайших рабочих местах при эксплуатации; обоснованностью выбора применяемых источников излучения; уровнями загрязнения рабочих поверхностей оборудования, спецодежды и т.п. (в случае разгерметизации источника); уровнем доз облучения персонала в зависимости от типа эксплуатируемых РИП; прогнозом радиационной обстановки в случае возможных аварий.

Мощность поглощенной дозы для РИП *1-й группы* на расстоянии 0,1 м от любой доступной точки их поверхности при любых нормальных условиях эксплуатации не должна превышать 1,0 мкГр/ч.

Для РИП *2-й группы* это условие должно выполняться для всех точек за исключением зоны рабочего пучка излучения, указанной в технической документации, при нахождении источника в положении «работа».

Радиационная защита блока источника РИП *4-й группы*, предназначенных для использования в помещениях, имеющих постоянные рабочие места, должна обеспечивать ослабление мощности эквивалентной дозы излучения до величины не более 100 мкЗв/ч на поверхности блока источника и не более 3,0 мкЗв/ч на расстоянии 1,0 м от нее.

Для РИП, предназначенных для использования в помещениях, где отсутствуют постоянные рабочие места, мощность эквивалентной дозы излучения на расстоянии 1,0 м от поверхности блока источника не должна превышать 20 мкЗв/ч. Эти требования должны выполняться для всех точек при нахождении источника в положении «хранение» и вне зоны рабочего пучка излучения, указанной в технической документации, при нахождении источника в положении «работа».

Конструкция радиационной защиты РИП (блоков источников) должна быть устойчивой к механическим, химическим, температурным и другим воздействиям.

Работа с переносными РИП может проводиться в любых производственных помещениях и на открытом воздухе при условии, что мощность эквивалентной дозы

излучения на расстоянии 1,0 м от любой доступной точки поверхности прибора и любых нормальных условиях эксплуатации РИП не будет превышать 1,0 мкЗв/ч.

Профилактика аварийных ситуаций при эксплуатации РИП. Основные причины возникновения аварий с РИП: утрата радиоизотопных источников; несоблюдение правил и инструкций по эксплуатации приборов; нарушение технологического процесса.

Первая категория причин возникновения аварий связана с нарушением требований документов, регламентирующих учет, хранение и передачу РИП.

Вторая связана с нарушением требований технической документации, правил и инструкций, регламентирующих порядок работ по всему технологическому циклу. В эту категорию включены: установка приборов на поверхностях, подвергающихся вибрации, в результате чего может произойти выпадение источника из блока; монтаж приборов без дополнительной защиты; установка РИП в условиях, не предусмотренных технической документацией (высокая температура, агрессивные среды); эксплуатация приборов без коллиматоров или с неисправной системой сигнализации о положении источника, с неисправной системой возврата источника из рабочего положения в положение хранения, с неисправным детектором ионизирующих излучений; работа приборов с незаполненным уровнем контролируемого материала.

Третья обусловлена технологическими нарушениями (конструктивная недоработка защитного блока, заклинивание механизма перемещения источника и т.п.).

Профилактические мероприятия. Для предупреждения аварий, отнесенных к *первой* категории, достаточно принятия административных мер для выполнения требований учета, хранения и сохранности приборов и источников. Для предотвращения радиационных аварий *второй* категории необходимы: безусловное выполнение требований технической документации, определяющих условия эксплуатации РИП, а также тщательная радиационно-гигиеническая экспертиза проекта предприятия с правильным выбором мест установки РИП.

Аварии, вызванные причинами *третьей* категории, можно предупредить четкой организацией работы службы радиационной безопасности и лиц, ответственных за осуществление контроля при эксплуатации РИП.

Радиационный контроль при эксплуатации РИП включает: систематическое определение доз гамма- и тормозного излучений, контроль за плотностью потока бета-частиц и нейтронов на рабочих местах на расстоянии 1 м от поверхности блока с источниками излучений и вплотную к нему; определение уровня радиоактивной загрязненности поверхности оборудования методом *мазков*. Измерения проводят на рабочих местах персонала на уровне 1-1,5 м от пола, периодичность контроля - раз в неделю.

5.1.2. Организация работ с открытыми ИИИ

Источник излучения открытый - источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду.

При нарушении правил работ с открытыми источниками (радиоактивными веществами) возможно не только внешнее, но и дополнительное внутреннее облучение персонала, которое происходит при поступлении радионуклидов в окружающую среду в виде газов, аэрозолей, а также твердых и жидких радиоактивных отходов.

Радионуклиды как потенциальные источники внутреннего облучения разделяются по степени радиационной опасности на четыре группы (А, Б, В, Г) в зависимости от минимально значимой активности (МЗА):

- группа А - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^3 Бк (Th - природный, включая ^{232}Th ; U-природный; ^{240}Pu) не используются в радионуклидной диагностике;

- группа Б - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^4 и 10^5 Бк (^{24}Na , ^{32}P , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{129}I);

- группа В - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^6 и 10^7 Бк (^{14}C , ^{57}Co , ^{65}Zn , ^{198}Au);
- группа Г - радионуклиды с минимально значимой активностью 10^8 Бк и более (^3H , ^{35}S).

Минимально значимая активность - активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов Госпотребнадзора на использование этого источника, если при этом также превышено значение минимально значимой удельной активности.

Принадлежность радионуклида к соответствующей группе радиационной опасности устанавливается в соответствии с Приложением П-4 НРБ-99. Короткоживущие радионуклиды с периодом полураспада менее 24 ч, не приведенные в приложении, относятся к группе Г.

Все работы с использованием открытых радионуклидных источников ионизирующего излучения разделяются на три класса.

Класс работ устанавливается в зависимости от группы радиационной опасности радионуклида и его активности на рабочем месте (табл. 5.1).

Таблица 5.1. Класс работ с открытыми источниками излучения

Класс работ	Суммарная активность на рабочем месте, приведенная к группе А, Бк
I класс	Более 10^8
II класс	от 10^5 до 10^8
III класс	от 10^3 до 10^5

Примечание.

1. При простых операциях с жидкостями (без упаривания, перегонки, барботажа и т.п.) допускается увеличение активности на рабочем месте в 10 раз.

2. При простых операциях по получению (элюированию) и расфасовке короткоживущих радионуклидов медицинского назначения из генераторов, имеющих нормативно-техническую и эксплуатационную документацию, допускается увеличение активности на рабочем месте в 20 раз. Класс работ определяется по максимальной одновременно вымываемой (элюируемой) активности дочернего радионуклида.

3. Для предприятий, перерабатывающих уран и его соединения, класс работ определяется в зависимости от характера производства и регламентируется специальными правилами.

4. При хранении открытых источников ионизирующего излучения допускается увеличение активности в 100 раз.

В случае нахождения на рабочем месте радионуклидов разных групп радиационной опасности их активности приводятся к группе А радиационной опасности по формуле:

$$C_{\Sigma} = C_A + MZA_A \sum (C_i / MZA_i),$$

где C_{Σ} - суммарная активность, приведенная к активности группы А, Бк; C_A - суммарная активность радионуклидов группы А, Бк;

MZA_A - минимально значимая суммарная активность для группы А, Бк; C_i - суммарная активность радионуклидов, не относящихся к группе А; MZA_i - минимально значимая суммарная активность отдельных радионуклидов, приведенная в приложении П-4 НРБ-99, Бк.

Классом работ определяются требования к размещению и оборудованию помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками излучения.

Радиационная безопасность персонала и населения при работе с открытыми источниками ионизирующего излучения обеспечивается комплексом мероприятий по нераспространению и ограничению выхода радиоактивных веществ в рабочие, смежные

помещения и окружающую среду. Кроме непосредственной защиты персонала от внутреннего и внешнего облучений необходимо максимально ограничить загрязнения воздуха и поверхностей рабочих помещений, кожных покровов и одежды, а также объектов окружающей среды - атмосферного воздуха, воды, почвы, растительности как при нормальной эксплуатации радиологических объектов, так и при ремонтных работах, ликвидации последствий радиационной аварии.

Во всех радиационных организациях, в которых проводится работа с открытыми источниками излучения, помещения для каждого класса работ следует сосредоточить в одном месте. В тех случаях, когда на предприятии ведутся работы по всем трем классам, помещения должны быть разделены в соответствии с классом проводимых в них работ.

Работы с открытыми источниками излучения с активностью *ниже значений, приведенных в приложении П-4 НРБ-99*, разрешается проводить в производственных помещениях, к которым *не предъявляются* дополнительные требования по радиационной безопасности.

Работы *III* класса должны проводиться в *отдельных* помещениях, соответствующих требованиям, предъявляемым к *химическим* лабораториям. В составе этих помещений предусматривается устройство *приточно-вытяжной вентиляции и душевой*. Работы, связанные с возможностью *радиоактивного загрязнения воздуха* (операции с порошками, упаривание растворов, работа с эманулирующими и летучими веществами и др.), должны проводиться в *вытяжных шкафах*.

Работы *II* класса должны проводиться в помещениях, скомпонованных в *отдельной части здания* изолированно от других помещений. При проведении в одной организации работ *II* и *III* классов, связанных единой технологией, можно выделить общий блок помещений, оборудованных в соответствии с требованиями, предъявляемыми к работам *II* класса.

При планировке выделяются помещения постоянного и временного пребывания персонала. В составе этих помещений должен быть санпропускник или саншлюз. Помещения для работ *II* класса должны быть оборудованы вытяжными шкафами или боксами.

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

Помещения, как правило, разделяются на три зоны:

1 зона - *необслуживаемые* помещения, где размещаются технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками излучения и радиоактивного загрязнения. Пребывание *персонала* в необслуживаемых помещениях при работающем технологическом оборудовании *не допускается*;

2 зона - *периодически обслуживаемые* помещения, предназначенные для ремонта оборудования, других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, размещения узлов загрузки и выгрузки радиоактивных материалов, временного хранения сырья, готовой продукции и радиоактивных отходов;

3 зона - помещения *постоянного* пребывания персонала в течение всей смены (операторские, пульта управления и др.).

Для исключения распространения радиоактивного загрязнения между зонами оборудуются саншлюзы.

Ограничение выхода радионуклидов в рабочие помещения и окружающую среду обеспечивается системой статических (оборудование, зональная планировка помещений) и динамических (вентиляция и газоочистка) барьеров. В эксплуатационном режиме установок и производств с открытыми радиоактивными веществами в зависимости от класса работ должно быть организовано 2-3 защитных барьера. Персонал, работающий с радиоактивными веществами в открытом виде, необходимо отделять по крайней мере

одним барьером, окружающую среду двумя и более защитными барьерами. При нарушении целостности любого из барьеров или средств защиты все работы должны быть прекращены.

При проектировании и эксплуатации производств 1-го класса в зависимости от назначения радиационного объекта и эффективности применяемых пассивных и активных защитных барьеров может быть использована двухзональная планировка рабочих помещений. В этом случае первым изолирующим барьером, предотвращающим контакт персонала с источниками ионизирующего излучения, должны быть: герметичное оборудование, камеры и боксы. Роль второго изолирующего барьера выполняют конструкции рабочих помещений и зданий. Пространство между барьерами должно являться рабочей зоной персонала, выполняющего технологические и ремонтные работы. Вход в рабочую зону должен осуществляться через санитарный шлюз. Вход и выход из помещений, где проводятся работы первого класса, должен осуществляться через санитарный пропускник с полным переодеванием. Движение персонала через шлюзовые помещения, расположенные между 2 и 3 зонами, должно быть организовано так, чтобы предотвратить выход радиоактивных веществ в более чистые помещения.

Строительные, планировочные и вентиляционные решения как при зональной, так и беззональной планировке рабочих помещений должны обеспечивать направленность движения воздуха из помещений с малым риском загрязнения в помещения расположения боксов, камер и предотвращение поступления радиоактивных веществ в зону постоянного обслуживания персонала и окружающую среду. Рабочие помещения, вытяжные шкафы, боксы, каньоны и другое технологическое оборудование должны эксплуатироваться и контролироваться таким образом, чтобы сохранялся поток воздуха, направленный извне - внутрь от барьера к барьеру. В аварийной ситуации при единичном проектном отказе между источниками радиоактивного загрязнения и населением должно быть, как правило, два барьера, а на пути удаляемого загрязненного воздуха не менее двух ступеней фильтров системы газоочистки. Состояние эффективности защитных барьеров должно поддерживаться на проектном уровне и контролироваться в процессе эксплуатации.

Снижение уровней внешнего облучения обслуживающего персонала от открытых источников излучения должно обеспечиваться дополнительными мерами, такими как:

- дистанционное и автоматизированное обслуживание установки;
- защита (экранирование) оборудования установки, где сосредоточено большое количество радиоактивного вещества;
- соблюдение граничных значений мощностей доз в помещении при экранировании установки.

При работе с радиоактивными веществами в каждой организации должно быть выделено помещение или место для хранения средств ликвидации загрязнений (дезактивирующие препараты, инвентарь для уборки помещений и т.д.). При изготовлении технологического и защитного оборудования необходимо использовать слабосорбирующие материалы или покрытия, обладающие стойкостью по отношению к применяемым веществам, реактивам, десорбирующим кислотным и щелочным растворам. В помещениях для работ II класса и 3 зоны I класса полы и стены, а в 1 и 2 зонах I класса также и потолки должны быть покрыты специальными слабосорбирующими материалами, стойкими к моющим средствам. Помещения, относящиеся к разным зонам и классам, рекомендуется окрашивать в разные цвета. Края покрытий полов должны быть подняты и заделаны заподлицо со стенами. При наличии трапов полы должны иметь уклоны. Углы помещений должны быть закруглены. Полотна дверей и переплеты окон должны иметь простейшие профили. Высота помещений для работы с радиоактивными веществами и площадь в расчете на одного работающего определяются требованиями строительных норм и правил. Оборудование и рабочая мебель должны иметь гладкую поверхность, простую конструкцию и слабосорбирующие покрытия, облегчающие удаление радиоактивных загрязнений. Оборудование, инструменты и мебель должны быть

закреплены за помещениями каждого класса (зоны) и соответственно маркированы. Передача их из одного помещения класса (зоны) в другие разрешаются только после радиационного контроля с обязательной заменой маркировки.

Производственные операции с радиоактивными веществами в камерах и боксах должны выполняться дистанционными средствами или с использованием перчаток, герметично вмонтированных в фасадную стенку. Управление аппаратурой на коммуникациях газа, воды, вакуума и т.п. должно осуществляться с централизованного пульта управления или панели, вынесенной на фасадную стенку бокса, камеры. При возможности выбора радиоактивных веществ для работы следует использовать вещества с меньшей группой радиационной опасности. Количество радиоактивных веществ на рабочем месте должно быть минимально необходимым для работы. Рекомендуется пользоваться растворами наименьшей удельной активности, а также использовать растворы, а не порошки радиоактивных веществ. Число операций, при которых возможны потери радиоактивных веществ (пересыпание порошков, возгонка и т.п.), следует сводить к минимуму. Организация работ с радиоактивными веществами должна быть направлена на минимизацию радиоактивных отходов, образующихся при технологических процессах (операциях), особенно их объемов. Не допускается производство работ с радиоактивными веществами без наличия в организации методов и средств по сбору, первичной переработке и временному хранению радиоактивных отходов. При работе с радиоактивными веществами в открытом виде следует пользоваться пластиковыми пленками, фильтровальной бумагой и другими подсобными материалами разового пользования для ограничения различных рабочих поверхностей, оборудования и помещений. Работы необходимо проводить на лотках и поддонах, выполненных из слабосорбирующих материалов. Контрольные вопросы

1. Какие задачи государственного санитарно-эпидемиологического надзора в области радиационной гигиены вы знаете?
2. На какие группы по характеру действия могут быть условно разделены закрытые источники ионизирующих излучений?
3. Дайте характеристику дефектоскопам непрерывного действия.
4. Дайте характеристику дефектоскопам, генерирующим ионизирующее излучение.
5. Какие этапы работ представляют наибольшую опасность при просвечивания изделий стационарными радиоизотопными и рентгеновскими дефектоскопами?
6. Какие этапы работ представляют наибольшую опасность при просвечивании изделий переносными радиоизотопными и рентгеновскими дефектоскопами?
7. Назовите основные причины, которые могут привести к радиационным авариям при проведении технологического процесса просвечивания изделий дефектоскопами.
8. Назовите основные гигиенические рекомендации, направленные на снижение доз облучения дефектоскопистов.
9. Какие радиоизотопные приборы (РИП) контроля производственного процесса вам известны?
10. Определите и назовите группы радиоизотопных приборов.
11. Какие основные положения необходимы для обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации РИП?
12. Какие основные причины возникновения аварий с РИП вы знаете?
13. На какие группы разделяются по степени радиационной опасности открытые источники ионизирующих излучений?
14. Какие классы работ с открытыми источниками излучения вы знаете?
15. Помещения, как правило, разделяются на три зоны. На какие зоны делятся помещения радиологических лабораторий I класса?

5.2. РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКАЯ ЭКСПЕРТИЗА РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ (РАДИОЛОГИЧЕСКИХ ОТДЕЛЕНИЙ)

Цель занятия: изучить организацию проведения радиационно-гигиенической экспертизы проектов радиологических отделений больниц.

Практические навыки и умения: освоить порядок приема документации и проведения экспертизы проектов радиологических объектов и порядок оформления заключений.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Проведите радиационно-гигиеническую оценку проекта радиологической больницы.
3. Напишите заключение по результатам экспертизы проекта строительства (реконструкции) радиологического объекта.
4. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

В области радиационной гигиены территориальные управления дают заключения о соответствии вводимых в эксплуатацию и реконструируемых предприятий, зданий, помещений, предназначенных для работы с источниками ионизирующих излучений, действующим санитарно-гигиеническим и санитарно-противоэпидемическим правилам и нормам. Санитарно-эпидемиологический контроль в области обеспечения радиационной безопасности персонала и населения при строительстве (реконструкции) радиационного объекта связан с решением широкого круга вопросов, однако в каждом конкретном случае основное внимание должно быть направлено на предупреждение загрязнения объектов окружающей среды радионуклидами и на соблюдение правил дозиметрического контроля.

Необходимо отметить, что заключение по проекту должно обязательно подкрепляться ссылкой на регламентирующий официальный документ.

При проведении радиационно-гигиенической экспертизы проектов строительства (реконструкции) радиологических учреждений (объектов) необходимо обосновать меры радиационной безопасности, которые оформляются в виде проектной документации. Утверждение этой документации допускается при наличии санитарно-эпидемиологического заключения органов Роспотребнадзора. В проектной документации радиационного объекта для каждого помещения (участка, территории) указывается:

- при работе с открытыми источниками излучения: радионуклид, соединение, агрегатное состояние, активность на рабочем месте, годовое потребление, вид и характер планируемых работ, класс работ;
- при работе с закрытыми источниками излучения: радионуклид, его вид, активность, допустимое количество источников на рабочем месте и их суммарная активность, характер планируемых работ;
- при работе с устройствами, генерирующими ионизирующее излучение: тип устройства, вид, энергия и интенсивность генерируемого излучения и (или) анодное напряжение, сила тока, мощность и т.п., максимально допустимое число одновременно работающих устройств, размещенных в одном помещении (на участке, территории);
- при работах с ядерными реакторами, генераторами радионуклидов, радиоактивными отходами и другими источниками излучения со сложной радиационной характеристикой: вид источника излучения и его радиационные характеристики (радионуклидный состав, активность, энергия и интенсивность излучения и т.п.).

Выбор земельного участка под строительство радиационного объекта и требования к территории его размещения определяются официальными документами - специальными методическими указаниями - и зависят от вида и категории объекта, его потенциальной радиационной, химической и пожарной опасности для населения и окружающей среды. Площадка для вновь строящихся объектов должна отвечать требованиям санитарных норм проектирования, в частности:

- местоположение радиационного объекта и перспективный план развития района его размещения должны быть согласованы с государственными органами надзора за радиационной безопасностью с учетом перспективного развития;
- размещение организаций и установок, предназначенных для работ с источниками ионизирующего излучения, в жилых зданиях и детских учреждениях запрещается;
- место размещения должно быть оценено с точки зрения воздействия на проектируемый объект и его безопасность природных, метеорологических, гидрологических, геологических и сейсмических факторов как в нормальной эксплуатации, так и в аварийных условиях.

По потенциальной радиационной опасности устанавливается четыре категории объектов.

I категория - радиационные объекты, при аварии на которых возможно радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите. При этом население за пределами санитарно-защитной зоны радиационного объекта при максимальной радиационной аварии может получить дозу облучения более 1,0 мЗв.

II категория объектов - радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны. При этом возможно облучение персонала и населения при максимальной радиационной аварии в пределах территории санитарно-защитной зоны более 1,0 мЗв.

К III категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии на которых ограничивается территорией объекта. В этом случае при максимальной радиационной аварии возможно облучение персонала в пределах территории объекта более 1,0 мЗв.

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии на которых ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

В зависимости от годового потребления радиоактивных веществ в открытом виде лаборатории, лечебно-профилактические учреждения, предприятия разделяются на три категории:

I категория - с годовым потреблением более $3,7 \cdot 10^{12}$ ТБк;

II категория - с годовым потреблением от $0,3740^{12}$ до $3,740^{12}$ ТБк;

III категория - с годовым потреблением до $0,37 \cdot 10^{12}$ ТБк. Наилучший эффект дает экспертиза проекта на первых этапах его разработки, в частности на стадии технико-экономического обоснования, когда в процессе дальнейшей разработки в проект могут быть внесены необходимые коррективы.

При возникающих разногласиях с организацией, разрабатывающей проект, целесообразно проводить специальные совещания для обсуждения спорных вопросов, с участием необходимых специалистов (проектантов, научных руководителей проекта, экспертов). Заключение по проекту строительства (реконструкции) имеет обязательную силу и может быть отменено только вышестоящими органами Роспотребнадзора.

При рассмотрении проектов строительства (реконструкции) учреждений и предприятий, применяющих источники ионизирующих излучений, должны обязательно учитываться не только специальные требования радиационной безопасности, но и общие гигиенические нормативы и правила.

Приступая к проведению экспертизы проекта радиологического объекта, необходимо прежде всего решить, насколько обосновано предполагаемое применение источников ионизирующих излучений или расширение работ с ними в данном учреждении.

Обоснование целесообразности внедрения новой технологии или изменение существующей может опираться на три основных критерия:

- ожидаемую ценность эффективности лечения или других результатов работ;
- ожидаемую экономическую эффективность;
- гигиеническую характеристику проекта.

Все эти положения должны быть отражены в пояснительной записке к проекту.

Для радиационно-гигиенической экспертизы проектов органы Роспотребнадзора получают от заказчика или проектной организации (в зависимости от того, кто представляет на согласование проект) все разделы проекта и в соответствии с инструкцией ряд документов.

Проект принимается к рассмотрению только при полностью оформленной проектной документации, имеющей официальное сопроводительное письмо, подписанное руководством учреждения, направляющим проект.

В зависимости от особенностей проектируемого объекта и стадии проектирования центры гигиены и эпидемиологии могут давать заключение по проектному заданию, техническому проекту, рабочему проекту, техническо-рабочему проекту (в случае двухстадийного проектирования).

Заключения органов санитарного надзора по проектному заданию или техническому проекту являются только предварительными и не освобождают проектные организации от представления рабочего или техническо-рабочего проектов на окончательное согласование.

Каждый проект (проектное задание) состоит из ряда разделов (частей): планового задания; пояснительной записки по технологической и архитектурно-строительной части; рабочие чертежи (в рабочем или техническо-рабочем проекте); финансово-сметная документация.

Санитарно-гигиеническую экспертизу проекта целесообразно проводить по разделам. Плановые задания и пояснительная записка являются основными документами при проведении экспертизы проекта.

Плановое задание обычно бывает в проектах, имеющих новую технологию, и содержит все данные, установленные для проектирования организацией-заказчиком, определяющие основные параметры будущего объекта. В случае несогласия органов санитарно-эпидемиологического надзора с исходными данными планового задания соответствующие предложения «в заключении по проекту» адресуются не проектной организации, а учреждению, выдавшему плановое задание.

Пояснительная записка по технологической и архитектурно-строительной части в свою очередь должна состоять из следующих разделов (ориентировочно для большинства типов радиологических объектов):

I. Технико-экономические показатели.

II. Условия применения проекта.

III. Технологическая часть:

1) краткое описание технологического процесса;

2) материальный баланс;

3) выбор и расчет основного оборудования;

4) расход изотопов и других реагентов;

5) техника безопасности, радиационная защита и (ее схема), служба дозиметрии;

б) штаты.

IV. Контроль и автоматика.

V. Архитектурно-строительная часть.

VI. Отопление, вентиляция и горячее водоснабжение.

VII. Водоснабжение и канализация.

VIII. Электротехническая часть.

Во всех разделах пояснительной записки должны быть представлены необходимые данные, характеризующие соответствие санитарным нормативам и правилам принимаемых проектом решений (оборудование, планировка, защита, вентиляция, канализация и др.)

Все основные данные и обобщения по вопросам радиационной безопасности должны быть изложены в разделе «Техника безопасности, радиационная защита и служба дозиметрии».

Вопрос о размещении радиологических объектов в городах и других населенных пунктах должен решаться на основании рассмотрения генерального плана и пояснительной записки проекта.

При рассмотрении проекта руководствоваться не только НРБ-99, ОСПОРБ-99, но и другими законодательными документами.

Основные вопросы, подлежащие рассмотрению при проведении экспертизы проекта.

1. В проекте должны быть четко определены:

- класс радионуклида;
- категория и класс работ;
- характеристика ионизирующих излучений.

2. Размещение радиологической лаборатории (подразделения в здании или подобного учреждения (предприятия) в городе или другом населенном пункте должно полностью соответствовать требованиям ОСПОРБ-99 и частным правилам для каждого типа объектов. Одним из решающих вопросов при этом является вопрос о размере санитарно-защитной зоны. Не менее важным для ряда радиологических объектов является вопрос о наличии резервной территории (площадки) для размещения в последующем дополнительных подразделений (очистных сооружений, емкостей для радиоактивных отходов и др.)

3. Размещение зданий, подсобных сооружений и дорог на отведенной для строительства радиологического корпуса площадке должно соответствовать принципу двухзонального деления: четкое разделение и максимально возможная изоляция «активных» зданий (помещений, дорог) от «неактивных».

4. Оборудование объектов должно соответствовать классу (типу) проводимых в них работ. Так, при проведении с радиоактивными веществами в открытом виде работ III класса должны быть приняты вытяжные шкафы; для II класса - перчаточные боксы; I класса - «горячие» камеры.

5. Планировка помещений объектов должна соответствовать принятым санитарным нормам и правилам. При проведении работ с радиоактивными веществами в открытом виде, например для работ II и III классов, необходимо применять принцип двухзонального деления. В крупных объектах, применяющих высокотоксичные радионуклиды и в больших количествах, между «активными» и «неактивными» зонами следует оборудовать не только бытовые, но и воздушные шлюзы.

6. Все помещения «активных» зон, независимо от наличия шлюзов или санпропускников, должны иметь местное оборудование и приспособление для проведения обработки рук и размещения средств индивидуальной защиты (по типу «стандартного комплекса»).

7. Лаборатории всех классов работ должны иметь необходимые бытовые и подсобные помещения и оборудование.

8. Защита рабочих мест и помещений от проникающих видов ионизирующих излучений должна соответствовать следующим требованиям:

а) защита по всем направлениям, где могут находиться сотрудники или отдельные группы населения;

б) наличие трех линий защиты (I линия - непосредственная защита у источника, II - защитные стены помещения, в котором расположен источник, III - защитные стены здания);

в) снижение уровней излучения этими линиями защиты до предельно допустимых величин;

г) наличие коэффициентов запаса для защиты.

9. Соответствие отделки оборудования и помещений санитарным требованиям, установленным для каждого типа радиологических объектов.

10. Вентиляция оборудования и помещений должна отвечать требованиям санитарных норм и правил, предназначенных для предприятий, где ведутся работы с источниками ионизирующих излучений.

11. Наличие приспособлений на вентиляционных системах для улавливания радиоактивных аэрозолей.

12. Обязательная установка систем блокировки и сигнализации на радиационно-опасных операциях.

13. Устройства специальных емкостей для собирания, обезвреживания (в случае необходимости) и системы удаления твердых и жидких радиоактивных отходов.

14. Наличие необходимой аппаратуры и приспособлений для проведения уборки и дезактивации оборудования и помещений.

15. Наличие необходимых помещений и оборудования для службы дозиметрии (охраны труда и техника безопасности).

16. Соответствие проекта общему санитарному законодательству в случае наличия в технологии объекта вредных факторов другой природы.

Канализация. Обычно на предприятиях предусматривается несколько канализационных систем, предназначенных для сбора, обезвреживания и отведения сточных вод различного состава. На радиологических объектах, где проводится работа по первому и второму классам, создается еще и система специальной канализации для сточных вод, содержащих радиоактивные вещества.

Во всех случаях прежде всего проверяется полнота представленных материалов (пояснительных записок, чертежей). В них должны содержаться данные о количестве и составе сточных вод и последующее их использование.

Наибольшее внимания при санитарной экспертизе канализационных систем заслуживают вопросы, связанные со сбором, обезвреживанием и утилизацией сточных вод, загрязненных радионуклидами, а также обезвреживанием образующихся радиоактивных шламов и твердых радиоактивных отходов.

Кроме общих требований при рассмотрении проектов специальной канализации необходимо ознакомиться с характером технологических процессов в местах образования этих стоков, их количеством, радионуклидным составом, системой сброса и очистки. При этом следует иметь в виду, что эти воды подлежат обязательной дезактивации с возможным повторным использованием в замкнутом технологическом цикле.

Оформление заключения. Результаты радиационно-гигиенической экспертизы по проекту строительства (реконструкции) оформляются в виде экспертного заключения.

Заключение должно содержать название проекта с указанием разработавшей его проектной организации и учреждения, предоставившего проект на заключение, место строительства радиологического объекта, полный перечень документов, представленных на рассмотрение, краткую характеристику содержания проектных материалов.

В констатационной части заключения должно быть кратко перечислены основные положения проекта и их соответствие санитарному законодательству. Окончательное постановление по проекту должно быть предельно четким: проект *согласовывается*; проект *отклоняется от согласования*.

Заключение должно иметь номер, дату оформления и подпись руководителя учреждения, проводившего экспертизу проекта, и заверено печатью центра гигиены и эпидемиологии.

5.2.1. Требования к радиологическим отделениям, где используются закрытые источники с лечебной целью

Радиологические отделения, где используются закрытые радиоактивные источники, должны размещаться в отдельном здании или крыле лечебного корпуса (желательно в одноэтажной части здания). Особые санитарно-защитные зоны для них не

устанавливаются. Мощность *эквивалентной* дозы на наружных поверхностях зданий (выходящих на территорию учреждения), в том числе и в проемах (окна, двери), не должны превышать $1,2 \text{ мкЗв/ч}$.

Мощность *эффективной* дозы в ближайших зданиях и на территории, не принадлежащей радиологической больнице, не должны превышать $0,06 \text{ мкЗв/ч}$.

При работе с закрытыми радиоактивными источниками не предъявляется каких-либо специальных требований к отделке помещений, освещению, отоплению, канализации и вентиляции по сравнению с общепринятыми для лечебных учреждений нормами и требованиями.

В радиологических отделениях различают помещения блоки *контактного* терапевтического облучения с низкой мощностью дозы (LDR) и с высокой мощностью дозы (HDR). Состав помещений для контактного терапевтического облучения с низкой мощностью дозы следующий.

- *Хранилище* площадью $8-20 \text{ м}^2$ в зависимости от количества радиоактивных веществ и необходимых защитных устройств. Хранилище может размещаться в подвальном помещении, при условии механизации доставки радиоактивных веществ (транспортёры, подъемники и т. д.), или рядом с манипуляционной.

В последнем случае в стене между хранилищем и манипуляционной оборудуется защитное передаточное устройство, чтобы суммарная доза облучения на рабочих местах персонала в манипуляционной не превышала предельно допустимых уровней.

- *Манипуляционная* площадью $18-20 \text{ м}^2$.
- *Процедурная* площадью $18-24 \text{ м}^2$. При наличии в манипуляционной и процедурной нескольких рабочих мест, используемых одновременно, площадь на каждое дополнительное рабочее место должна быть не менее 10 м^2 .

- *Муляжная* площадью $8-15 \text{ м}^2$.
- *Операционный блок (кабинет-операционная)* площадью $50-60 \text{ м}^2$. В нем производится введение эндостатов и аппликаторов в тело больного и осуществляется контроль правильности расположения катетеров, эндостатов, аппликаторов с помощью рентгеновских аппаратов или ультразвукового сканера. В операционной должно быть размещено оборудование для анестезии, хранения и стерилизации устройств для введения радиоактивных изотопов.

- *Кабинет дозиметрического планирования*, площадью не менее 12 м^2 , должен быть поблизости от операционной, но не обязательно смежной с ней. В помещении размещается компьютерное оборудование, устройства оцифровки изображений.

- *Радиологические палаты* из расчета не менее 10 м^2 на койку. Палаты для пациентов рекомендуется проектировать одноместными. В двухместных палатах в непосредственной близости от каждой кровати могут быть установлены радиационно-защитные экраны для обеспечения снижения облучения каждого больного от другого пациента. Общее количество радиоактивных веществ в палате не должно превышать $3,7 \text{ ГБк}$. В палате должно быть установлено все необходимое оборудование для надежной и безопасной эксплуатации используемых для контактного облучения источников, в том числе контейнер для аварийного удаления, радиационный монитор с устройством бесперебойного электропитания и т.п.

В блоке *контактного* терапевтического облучения с высокой мощностью дозы к вышеперечисленным помещениям добавляется *нулевая* комната.

Все работы, связанные с применением закрытых радиоактивных источников, должны производиться максимально быстро и с обязательным использованием защитных устройств. Запрещается прикасаться руками непосредственно к источникам. Закрытые источники в нерабочем положении должны находиться в защитных устройствах.

Больные, лечашиеся аппликационным, внутритканевым, внутрисполостным и радиохирургическим методами, должны находиться в радиологических палатах. Размещение таких больных в других палатах отделения запрещается. При некоторых

заболеваниях (ангиомы, рак пищевода и др.) разрешается лечение амбулаторных больных аппликационным и внутрисполостным методами в радиологическом отделении при условии обеспечения отдельного помещения и средств защиты.

Применение закрытых источников с лечебной целью. Внутрисполостная, внутритканевая и аппликационная терапии проводятся с помощью радионуклидов ^{60}Co , ^{90}Y , ^{137}Cs , ^{192}Ir , ^{198}Au и ^{252}Cf . Для каждой локализации опухоли выбирают герметичные источники различной конфигурации.

При *внутрисполостной* терапии применяют: традиционные (ручные) методы введения источников; методы последующего введения (МПВ) и дистанционные методы введения источников с помощью шланговых аппаратов (АГАТ-В, АНЕТ-В и др.). В качестве гамма-источников применяют ^{60}Co , ^{137}Cs , для нейтронного облучения - ^{252}Cf .

При *традиционных* методах введения источников уровни облучения медицинского персонала (врачи, медсестры) не превышают 1/4 предела дозы (ПД). Учитывая, что эти методы в настоящее время практически не применяются, вопросы обеспечения радиационной безопасности при традиционном лечении неактуальны.

При проведении лечения с помощью методов последующего введения технологический процесс состоит из следующих операций: источники из хранилища подаются к койке больного на контейнере-тележке, препараты на держателях извлекают из контейнера и вводят в эндостат (кольпостат), которые помещают больному заранее. По окончании экспозиции источник извлекают, укладывают в контейнер и транспортируют в хранилище.

В последние 20 лет стали широко применяться методы дистанционной внутрисполостной терапии. Сущность метода состоит в следующем: в полость вводят металлический или полимерный эндостат (кольпостат), который выступает (на несколько сантиметров) из полости тела. Затем к устройству прикрепляют шланг и дистанционно перемещают источники из контейнера-хранилища в полость. По окончании сеанса облучения источник возвращают в контейнер. В нашей стране широко используются аппараты АГАТ-В, АНЕТ-В с различной модификацией. Активность источников ^{60}Co ^{137}Cs от 120 до 370 ГБк, а нейтронного источника - ^{252}Cf от $7\cdot 10^8$ до $4\cdot 10^9$ н/с.

Среднегодовые дозы облучения персонала при методах МПВ не превышают 4 мЗв/год, а при эксплуатации шланговых аппаратов - 2 мЗв/год. Такие же уровни облучения характерны при использовании нейтронных источников (^{252}Cf).

Внутритканевая терапия применяется при опухолях, требующих строгого локального облучения. В пораженную ткань вводят иглы или нейлоновые нити (тонкие трубочки) с ^{60}Co , керамические гранулы ^{90}Y , проволоки с цезием-137 или золотом-198. В зависимости от доз облучения радиоактивные препараты находятся в тканях 3-10 дней, после чего их извлекают, дезинфицируют и сдают на хранение. Препараты ^{90}Y и ^{198}Au не извлекают в связи с коротким периодом полураспада. Применяется автоматическая установка АНЕТ с нейтронными источниками ^{252}Cf , а также капсулы с йодом-125. Дозы облучения медицинского персонала составляют 2 мЗв/год.

Сущность аппликационной терапии состоит в том, что радионуклидные препараты помещают в специальные аппликаторы, которые располагают на поверхности тела. Ее проводят при заболеваниях кожи, экземах, капиллярных ангиомах. При этом применяют гаммаили бета-аппликаторы с ^{32}P , ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{147}Pt и т.п. Аппликаторы изготавливают на основе пластмассовых, полимерных или других органических соединений, в которые механическим путем вводят стабильный изотоп. Далее аппликаторы облучают в ядерном реакторе. Мощность дозы на поверхности аппликатора может достигать 100 Гр/ч. В клинической практике в качестве аппликаторов используются также иглы с ^{252}Cf (выход до $2,3\cdot 10^7$ н/с).

Требования к кабинетам дистанционной лучевой терапии. Кабинеты дистанционной лучевой терапии должны размещаться в отдельном корпусе, пристройке или здании

медицинского учреждения. Рекомендуется, чтобы кабинеты сообщались специальным переходом с основным корпусом лечебного учреждения. Помещения для гамма-терапевтических аппаратов дистанционного облучения, требующих усиленных нижних перекрытий или фундамента, как правило, располагаются на первом, цокольном этажах либо в подвальном помещении. Запрещается размещать кабинеты для дистанционного и контактного гамма-терапевтических облучений в жилых и общественных зданиях.

Кабинеты дистанционного гамма-терапевтического облучения должны иметь следующие помещения.

- *Помещение* для ожидания больными своей очереди на облучение (из расчета 12 пациентов на один радиационно-терапевтический аппарат), которое должно быть изолировано от других помещений клиники аналогичного назначения, где пациенты ожидают своей очереди на проведение диагностических, лечебных и других процедур, не относящихся к лучевой терапии.

- *Комната управления (пультовая)* - помещение, где размещается пульт управления и находится персонал, обслуживающий гамма-аппарат, площадью 10-15 м². При наличии двух гамма-терапевтических аппаратов площадь должна быть не менее 20 м².

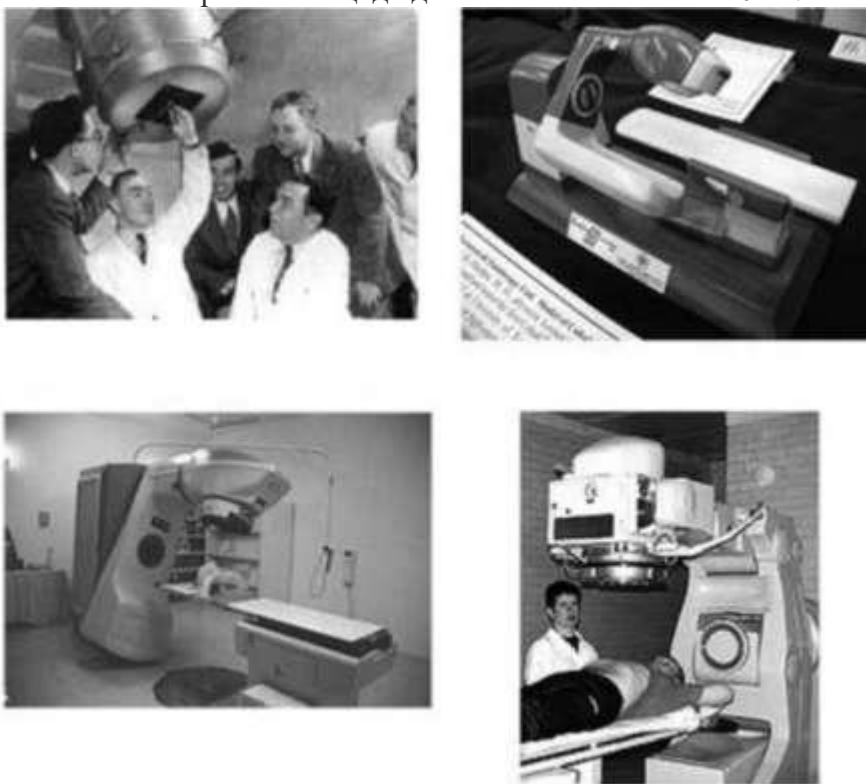


Рис. 5.1. Кобальтовые аппараты дистанционной лучевой терапии

- *Кабинет для терапевтического облучения, каньон гамма-терапевтического аппарата (процедурная)*. Размеры помещения должны обеспечивать беспрепятственное и безопасное для пациента и персонала перемещение всех подвижных частей аппарата (рис. 5.1), в том числе и до крайних положений. Высота кабинета определяется конструкцией аппарата, но должна быть не менее 3 м. Для статического гамма-терапевтического облучения для короткофокусных аппаратов площадь должна быть не менее 20 м², для длиннофокусных аппаратов - 32-36 м², кабинеты для подвижных гамма-аппаратов - 45 м². В каньонах для размещения гамма-терапевтических аппаратов не должно быть оконных проемов. Рабочая часть гамма-аппарата (с источником) должна размещаться в процедурной, толщину стен которой рассчитывают исходя из активности и энергии излучения источника. Вход в процедурные помещения гамма-аппаратов должен быть выполнен в виде защитного лабиринта не менее чем с одним коленом, для защиты

дверного проема от рассеянного гамма-излучения. Дверь, изготовленная, из листовой стали и имеющая механический и ручной привод, должна блокироваться с механизмом перемещения источника так, чтобы исключалась возможность открывания ее во время работы аппарата.

- *Кабинет для размещения рентгеновского симулятора или компьютерного симулятора-томографа*, габаритные размеры которого должны обеспечивать беспрепятственное и безопасное для больного и персонала перемещение всех подвижных частей аппарата, в том числе и до крайних положений.

- *Кабинет дозиметрического планирования* должен быть размещен поблизости от кабинета со симулятором площадью 20-25 м². Площадь кабинета должна быть достаточной для размещения компьютерного оборудования и устройства оцифровки изображений на такое количество рабочих мест, которое необходимо для обеспечения бесперебойной работы блока низкодозового контактного облучения.

- *Кабинет для изготовления средств формирования пучка излучения и индивидуальных средств иммобилизации больного*. Размеры кабинета должны обеспечивать свободное размещение оборудования для разметки, отливки, резки и монтажа формирующих блоков и индивидуальных средств иммобилизации, а также рабочего стола для их подгонки к антропометрическим данным пациента.

- *Кабинет для размещения средств модификации радиочувствительности облучаемых патологических тканей*.

При работе в кабинете дистанционной лучевой терапии оператор может в смену работать только на одном гамма-аппарате и не имеет права при нахождении аппарата во включенном состоянии отлучаться с рабочего места.

Укладка больных, централизация рабочего пучка может производиться рентгенлаборантом (медицинской сестрой) с обязательным участием врача-радиолога, в максимально короткие сроки, но без ущерба для лечения больных.

Наблюдение за больным во время облучения должно осуществляться с помощью телевизионных и других устройств, обеспечивающих безопасность и надежность наблюдения.

Обеспечение радиационной безопасности при применении закрытых изотопов с лечебной целью. Мощность дозы от гамма-терапевтических аппаратов с закрытыми источниками ионизирующего излучения не должна превышать 20,0 мкГр/ч (мкЗв/ч) на расстоянии одного метра от поверхности защитного блока с источником, находящимся в положении «хранение».

Расчет радиационной защиты основан на определении кратности ослабления (К) мощности эквивалентной дозы излучения в данной точке в отсутствие защиты до значения проектной мощности дозы:

$$K = \frac{H}{H_{\text{проект}}},$$

где H - средняя за смену мощность дозы в данной точке без защиты, мкЗв/ч; $H_{\text{проект}}$ - проектная мощность дозы, мкЗв/ч.

Для гамма-терапевтических аппаратов *контактного* облучения:

$$H = \frac{H_1 \cdot K_{\text{обл.уч.}}}{R^2},$$

где H_1 - мощность дозы на расстоянии одного метра от источника, мкЗв/ч; $K_{\text{обл.уч.}}$ - доля продолжительности облучения от общей продолжительности работы; R - расстояние от источника до расчетной точки, в метрах.

Для гамма-терапевтических аппаратов *дистанционного* облучения:

$$H = \frac{W \cdot 10^6 \cdot r^2}{T_{\text{нед}} \cdot R^2},$$

где W - рабочая нагрузка, т.е. суммарная доза облучения пациентов за неделю, Гр/нед; r - расстояние от источника до изоцентра, в метрах; R - расстояние от источника до расчетной точки, в метрах; $T_{\text{нед}}$ - продолжительность работы в неделю для односменной работы отделения $T_{\text{нед}} = 30$ ч, для двухсменной работы $T_{\text{нед}} = 60$ ч.

Значения проектной мощности эквивалентной дозы рассчитывают исходя из основных пределов доз для соответствующих категорий облучаемых лиц и возможной продолжительности их пребывания в помещениях различного назначения или на территории:

$$H_{\text{проект.}} = \frac{0,5 \cdot 10^3 \cdot \text{ПД}}{t_p \cdot n \cdot T},$$

где 0,5 - коэффициент, учитывающий коэффициент запаса, равный 2 и вводимый при проектировании защиты; 10^3 - коэффициент перевода мЗв в мкЗв; ПД - предел дозы для соответствующей категории лиц по НРБ-99; t_c - стандартизованная продолжительность работы на аппарате лучевой терапии в течение года при односменной работе персонала группы А, $t_c = 1500$ ч/год (30-часовая рабочая неделя); t_p - стандартизованная продолжительность работы на аппарате лучевой терапии в течение года при двухсменной работе персонала группы Б, пациентов и населения. При этом вместо значения t_c в формуле ставится величина $t_p = t_c$

- n ; n - коэффициент сменности, учитывающий возможность двухсменной работы на аппарате лучевой терапии и связанную с ней продолжительность облучения персонала группы Б, пациентов и населения; T - коэффициент занятости помещения, учитывающий максимально возможную продолжительность нахождения людей в зоне облучения.

Допустимая мощность дозы $H_{\text{проект.}}$, пределы доз ПД и параметры T , n , t_p для помещений различного назначения приведены в табл. 5.2.

Таблица 5.2. Допустимая мощность дозы $H_{\text{проект.}}$, используемая при проектировании стандартной защиты, рассчитанная исходя из значений основных пределов доз ПД, параметров T , n , t_p для помещений различного назначения

Помещения, территория	$H_{\text{проект}}$, мкЗв/ч	T , отн.ед.	n , отн.ед.	t_p , ч/год	ПД, мЗв/год
Помещения постоянного пребывания персонала группы А (все помещения, входящие в состав отдельной лучевой терапии)	6,0	1	1	1000	20,0
Помещения, смежные по вертикали и горизонтали с отделениями, кабинетами лучевой терапии, в которых размещены постоянные рабочие места персонала группы Б	1,2	1	1,2	2000	5,0
Помещения, смежные по вертикали и горизонтали с отделениями, кабинетами лучевой терапии, без постоянных рабочих мест (холл, гардероб, лестничная площадка, коридор, комната отдыха, уборная, кладовая, архив и др.)	5,0	0,25	1,2	2000	5,0
Помещения эпизоотического пребывания персонала группы Б (технический этаж, подвал, чердак и др.)	20,0	0,06	2,0	2000	5,0
Палаты стационара (терапевтические), смежные по вертикали и горизонтали с отделениями, кабинетами лучевой терапии	0,6	0,25	2,0	3000	1,0
Территория, прилегающая к наружным стенам отделений, кабинетов лучевой терапии	1,2	0,12	2,0	3000	1,0

5.2.2. Требования, предъявляемые к радиологическим отделениям с использованием открытых радиоактивных источников с лечебной целью

Открытые радиоактивные источники применяются с лечебной целью в стационарных условиях радиологических отделений больниц. Радиологические отделения, где используются с лечебной целью открытые радиоактивные источники, должны размещаться в изолированном помещении лечебного или специального радиологического корпуса.

Для работы с открытыми радиоактивными источниками необходимы следующие помещения.

- *Хранилище* площадью 8-10 м². В хранилище должны быть предусмотрены условия для раздельного хранения изотопов.

- *Фасовочная* площадью 18-20 м²; *моечная* площадью не менее 10 м²; *процедурная* площадью 18-20 м². Данные помещения должны быть смежными, а

хранилище, фасовочная и моечная оборудованы санитарными шлюзами площадью не менее 3 м².

- *Операционный блок*, площадью 50-60 м².
- *Лаборатория радиометрии и дозиметрии*, состоящая из 3 комнат общей площадью не менее 40 м².
- *Радиологические палаты* из расчета 7-10 м² на койку.
- *Санитарный пропускник (душ)* для больных с постом дозиметрического контроля.
- *Санитарный узел* для больных радиологических палат.
- *Помещение для временного хранения* радиологических выделений, оставляемых для различных исследований, площадью 6-8 м².
- *Санитарная комната* для обработки суден площадью не менее 10 м² с дозиметрическим контролем.
- *Санитарный узел* персонала.
- *Санитарный пропускник (душ)* для персонала с чистым и грязным отделениями и постом дозиметрического контроля.
- *Материальная* площадью 8-10 м², для хранения запаса белья, инструментария, дезактивирующих средств, спецодежды и др.
- *Комната для временного хранения* белья, загрязненного радиоактивными веществами, площадью 6-8 м².
- *Помещение (место)* для временного хранения контейнеров с радиоактивными отходами.

Перечень и площади помещений радиологического отделения: буфеты, кабинеты врачей, санитарные узлы и т. д. - должны решаться для этих отделений в соответствии с нормативами, принятыми для лечебно-профилактических учреждений (СанПиП 5179-90).

В радиологических отделениях при медицинских учреждениях узкого профиля (эндокринологических, гематологических) при наличии обоснований, подтвержденных расчетами или практическими данными, разрешается совмещение хранилища, фасовочной и процедурной с площадью совмещенного помещения 20-24 м². Помещения для радиометрии и дозиметрии в этих отделениях выделяются по необходимости.

В кожно-венерологических учреждениях, где применяются бета-аппликаторы, разрешается совмещение только хранилища и фасовочной. Процедурная должна быть отдельной. Площадь процедурной должна планироваться из расчета 3 м² на одного больного, но не менее 12 м².

Стены и потолки покрываются малосорбирующими и легко моющимися материалами или красками, полы - малосорбирующими покрытиями пластикатами специальных рецептур.

Для удобства уборки и дезактивации углы помещений должны быть закруглены. Края покрытий полов поднимаются на высоту 20 см и заделываются заподлицо со стенами. Переплеты окон должны быть простейшего профиля, окна - со скошенными подоконниками или без подоконников, полотна дверей гладкие, щитовой конструкции.

Радиологические отделения, использующие открытые радиоактивные источники с лечебной целью, должны быть снабжены водопроводом и канализацией. Отопление помещений для работ с применением открытых источников излучения должно быть водяным, а также преимущественно панельное. В случае установки радиаторов они должны быть гладкими, удобными для очистки от пыли и загрязнений.

Специальная канализация с очистными сооружениями устраивается при ежедневном количестве жидких отходов 200 л и более с удельной активностью, превышающей предельно допустимые концентрации радиоактивных веществ для воды открытых водоемов при периоде полураспада радионуклидов до 60 дней более чем в 100 и в 10 раз - при периоде полураспада больше 60 дней. В зависимости от технологии очистки при проектировании необходимо предусматривать соответствующие дополнительные помещения.

Обеспечение радиационной безопасности персонала при проведении лучевой терапии с помощью открытых источников. Для внутритканевой терапии используются открытые источники: ^{32}P ; ^{131}I ; ^{198}Au . Растворимые соединения ^{32}P и ^{131}I вводят перорально в расчете на их накопление в критическом органе, подлежащем облучению. Коллоидное золото вводится непосредственно в ткань опухоли, другие патологические очаги или эндолимфатические узлы. Различие способов введения растворов и коллоидных взвесей существенно сказывается на уровне радиационной опасности для персонала. Общими для обеих форм применения открытых источников являются такие радиационно-опасные работы как получение, хранение, вскрытие транспортных контейнеров и фасовки.

Больные принимают растворы прямо у места фасовки, коллоидные взвеси транспортируют в операционную. В момент приема растворов медицинский персонал находится на значительном расстоянии от источника, а коллоидные взвеси вводят в условиях прямого контакта персонала с источником.

Существенное влияние на степень радиационной опасности оказывает также и профиль радиологического отделения. Все три изотопа применяют только в онкологических отделениях. При этом активности, вводимые больному, могут достигать 3,7-5,0 ГБк. В общетерапевтических и специализированных (эндокринологические, гематологические) стационарах используют только растворы ^{32}P и ^{131}I . Радиоактивность препарата фосфора-32, вводимого больному, составляет 74-220 МБк, йода-131 - 140-370 МБк.

Все основные радиационно-опасные процедуры выполняются при использовании типового комплекса защитного оборудования (хранение и фасовка препаратов), экранирующих устройств и защитных контейнеров для сбора и хранения радиоактивных отходов. Среднегодовые уровни внешнего облучения персонала не превышает 2 мЗв/год.

Следует особо подчеркнуть, что источником радиационной опасности являются и больные, причем мощности доз гамма-излучения в зависимости от времени после введения и расстояния колеблются в очень широких пределах. Так, при введении пациенту ^{131}I с активностью 3,7 МБк при лечении метастазов рака щитовидной железы мощность эквивалентной дозы через 72 часа после применения препарата на расстоянии одного метра составляет 0,02 мЗв/ч, что значительно превышает допустимые значения, установленные НРБ-99. Данные обстоятельства необходимо учитывать при проведении радиационных и дозиметрических исследований радиологических отделений больниц.

5.2.3. Требования, предъявляемые к отделениям и лабораториям с использованием открытых радиоактивных веществ с диагностической целью

Работы с открытыми радиоактивными источниками в индикаторных дозах, проводимые с диагностической целью, относятся, как правило, к III классу и могут выполняться в стационарных и амбулаторных условиях. Отделения (лаборатории) радионуклидной диагностики, за исключением хранилища радиофармацевтических препаратов (РФП), хранилища радиоактивных отходов, фасовочной и моечной, не должны размещаться в подвальных и цокольных этажах. Входы в лабораторию для больных стационара и поликлинического отделения должны быть отдельными. Отделение (лаборатория) не должна быть проходной. Для доставки больных в отделение из других корпусов необходимо предусматривать отапливаемые переходы, а внутри здания - больничные лифты. Высота помещений лаборатории радионуклидной диагностики должна быть не менее 3 м. Отношение ширины к глубине мест постоянного пребывания персонала не должна превышать 1:1,5. На дверях помещений вывешивается знак радиоактивной опасности с указанием класса работ, проведение которых разрешено в данных помещениях.

Работы III класса могут проводиться в отдельных комнатах, одна из которых выделяется для хранения и фасовки радиоактивных веществ, другие (одна или несколько) - в качестве радиометрических. Работы III класса, связанные с возможностью загрязнения

воздуха (работа с порошкообразными и летучими веществами, упаривание растворов, работы с эманулирующими веществами и др.), должны проводиться в вытяжных шкафах.

Радиологические диагностические отделения (лаборатории) II класса должны включать следующие блоки.

- *Блок радионуклидного обеспечения* предусматривает следующее помещения: комнату для приема РФП площадью 10 м², хранилище РФП - 10 м², хранилище отходов - 10 м², фасовочную - 18 м², моечную - 12 м², санитарный шлюз - 8 м².

- *Блок радиодиагностических исследований in vivo* включает: процедурную с генератором короткоживущих нуклидов - 18 м², процедурную для внутривенного введения РФП - 18 м², процедурную для перорального введения РФП - 18 м², кабинеты радиометрии - по 18 м² каждый, помещения для гамма-камеры - 16 м², пультовую для гамма-камеры - 10 м², компьютерную - 24 м², помещение для радиометрии биологических сред - 10 м², фотолабораторию - 6 м², комнату для предварительного осмотра больного - 10 м², туалет для пациентов - 1,8 м² и комнату для ожидания 4,8 м² на каждый диагностический кабинет.

- *Блок радиодиагностических исследований in vitro* состоит из следующих помещений: радиохимической - 18 м² (при наличии свыше двух работающих площадь помещения увеличивается на 6 м² на каждого), радиометрической - 12 м², центрифужной - 8 м², хранилища-криогенной - 10 м² (при наличии более трех низкотемпературных шкафов на каждый площадь увеличивается на 4 м²), моечной - 12 м², процедурной для взятия проб крови - 12 м², лаборантской - 10 м², кабинета врача - 10 м² и комнаты ожидания - 10 м². Данный блок может планироваться вне радиодиагностического отделения (лаборатории).

Общие помещения радиодиагностических отделений (лабораторий): кабинет заведующего - 12 м², комната врачебного персонала - 10 м² (на каждого сверх двух человек площадь увеличивается на 4 м²), среднего персонала - 10 м² (не менее 3,25 м² на человека), комната инженерно-технического персонала с мастерской ремонта и настройки оборудования - 24 м², комната старшей медицинской сестры - 12 м², кладовая запасных частей и расходования материалов - 10 м², кладовая предметов уборки (одна для рабочих помещений - 3 м², другая для общих помещений - 3 м²), комната личной гигиены персонала - 1,8 м², туалет - 1,8 м².

Обеспечение радиационной безопасности при радиодиагностических исследованиях. В настоящее время для радиационной диагностики применяют традиционные изотопы (¹³¹I, ¹⁹⁸Au); специальные, полученные с помощью генераторов короткоживущих изотопов (препараты ⁶⁷Oa, ⁹⁹Tc, ^{113m}In получают непосредственно в учреждении) и методы *in vitro*. Активность, вводимая пациенту, может варьировать от 1 до 740 Бк.

Работы с генераторами короткоживущих изотопов можно разделить на два типа:

- использование «чистых соединений» ⁹⁹Tc и ^{113m}In для диагностики кровообращения внутренних органов, получения изображения полости сердца и др.;

- применение меченых препаратов (микроагрегат альбумина, коллоидов и макрофер) для диагностики заболеваний легких, печени, поджелудочной железы, селезенки, почек и головного мозга.

Основными этапами при работе с радионуклидами ¹³¹I, ¹⁹⁸Au являются: подготовка РФП; укладка РФП в контейнер; перенос изотопов к лабораторному столу; набор РФП в шприц; введение изотопа пациенту; сканирование.

При работе с генераторами короткоживущих изотопов - подготовка генератора; измерение активности смыва; набор РФП; введение изотопа пациенту; сканирование.

Изучение длительности различных процедур технологического процесса и мощностей доз на рабочих местах показало, что самой продолжительной процедурой является при обычных методах диагностики приготовление РФП (от 20 мин); введение препарата занимает до 2 мин; сканирование - до 15-20 мин; при эксплуатации генераторов - смыв активности до 30 секунд.

Наибольшая мощность дозы создается на рабочем месте медицинского персонала при фасовке РФП. Так, при фасовке ^{99}Tc с активностью по 60 МБк мощность экспозиционной дозы на область грудной клетки составляет 0,1-0,2 мЗв/ч. Мощности экспозиционных доз на рабочем месте врача при осмотрах или обследовании пациентов с ^{99}Tc не превышают 5 мкЗв/ч.

При радиодиагностических исследованиях в отделениях (лабораториях) мощность эквивалентной дозы облучения может находиться для врачей в пределах 0,8-8,0 мкЗв/ч, для медицинских сестер - 0,8-4,0 мкЗв/ч.

Годовые уровни облучения персонала при радиодиагностических исследованиях не превышают: для врачей - 6,0 мЗв; для медицинских сестер - 7,6 мЗв; для санитарок - 2,8 мЗв.

Серийного защитного оборудования для радиоизотопных исследований нашей промышленностью практически не выпускается, поэтому при эксплуатации генераторов для защиты медицинских сестер (при фасовке) используются свинцовые блоки различной толщины, свинцовые стекла, чугунная дробь, дистанционный инструментальный кустарной конструкции (при отборе РФП).

Отсутствие дистанционного инструментария в оснащении радиодиагностических отделений и большое количество ручных операций приводят к облучению рук работающих, но эти уровни облучения ниже ПД, установленных НРБ-99.

При радиодиагностических исследованиях традиционными методами основной вклад в облучение медицинского персонала вносит отбор и введение препарата (75% для ^{75}Se и 85% для ^{131}I), вклад сканирования не превышает 15%, при эксплуатации генераторов, получении элюата и приготовлении коллоидного раствора - до 45%, при введении - около 10% и при сканировании - менее 1%.

В радиодиагностических отделениях (лабораториях) отмечались случаи загрязнения перчаток (14%), инструментария (4%) и оборудования (10%), превышающие предельно допустимые значения. В наибольшей степени загрязнены РФП шприцы. Среди оборудования больше 2000 β -частиц/(см²-мин) были обнаружены внутри боксов для генераторов и поддонов для инструментария.

Таким образом, при проведении гигиенического обследования радиодиагностических отделений (лабораторий) основное внимание необходимо уделять оценке уровней загрязненности спецодежды, рук, оборудования, инструментария и т.п.

Примерная программа проведения радиационно-гигиенической экспертизы проекта радиологической больницы.

1. Пояснительная записка радиологической больницы.
2. Наименование больницы, количество отделений (закрытых, открытых изотопов, лучевой терапии, радиодиагностики), количество коек.
3. Наименование и количество применяемых радиоактивных веществ и источников ионизирующего излучения (категория и класс работ, активность на рабочем месте, группа радиотоксичности).
4. Наличие генерального и ситуационного плана больницы.
5. Чертежи отделений радиологической больницы.
6. Соответствие набора и площадей основных помещений больницы санитарным нормам и правилам.
7. Соблюдение поточности технологического процесса. Имеется ли пересечение потоков больных, персонала и изотопов.
8. Обеспечение отделений хозяйственными и бытовыми помещениями.
9. В достаточной ли степени обеспечена защита: медицинского персонала отделения; работников смежных (не радиологических помещений), посетителей больницы.
10. Проведение расчета доз и мощности доз в следующих точках отделений больниц:
для радиологических отделений, рассчитанных на применение закрытых и открытых радиоактивных изотопов:

- в манипуляционной, процедурной, операционной;
- в смежном помещении с хранилищем;
- в палате для медицинской сестры;
- в двухместной палате (доза облучения от одного больного до другого пациента);
- на посту медицинской сестры;
- в коридоре (мощность дозы);
- за наружной стеной хранилища (мощность дозы). *для диагностических отделений:*
- в помещении хранения и фасовки радиоактивных веществ;
- в радиометрической;
- в β -радиометрической мягкого излучения;
- в β -радиометрической жесткого излучения;
- в кабинете врача;
- в коридоре (мощность дозы);

в смежных помещениях с радиометрическими помещениями для радиологических отделений, рассчитанных на применение телегамматерапевтических аппаратов:

- рабочее место оператора;
- в помещении ожидания больными терапевтического лечения гамма-излучением;
- в кабинете для размещения рентгеновского симулятора (компьютерного симулятора-томографа);
- в кабинете дозиметрического планирования;
- в кабинете для изготовления средств формирования пучка излучения;
- в кабинете для размещения средств модификации радиочувствительности облучаемых патологических тканей;
- в кабинете врача;
- за наружной стеной процедурных помещений телегамматерапевтических аппаратов.

11. При превышении доз и мощности доз выше предельно допустимых расчет толщины защитных материалов (бетон, свинец, железо).

Контрольные вопросы

1. Какие положения необходимо рассмотреть в проектной документации радиационного объекта?
2. Каким санитарным нормам проектирования должна отвечать площадка для вновь строящихся радиационных объектов?
3. Сколько (и какие) категории объектов устанавливается по их потенциальной радиационной опасности?
4. Какие разделы должны включать проектное задание радиологической больницы?
5. Какие документы являются основными при проведении экспертизы радиационного проекта?
6. Какие основные вопросы подлежат рассмотрению при проведении экспертизы проекта радиологической больницы?
7. Как правильно необходимо оформить экспертное заключение по результатам радиационно-гигиенической экспертизы радиационного проекта?
8. Какие требования предъявляют к размещению радиологических отделений, где используются закрытые радиоактивные источники?
9. Определите состав помещений для контактного терапевтического облучения с низкой мощностью дозы.
10. Какие требования предъявляют к кабинетам дистанционной лучевой терапии?
11. Какие радиоактивные вещества и какими способами осуществляют лечение пациентов закрытыми источниками?
12. Какие требования предъявляют к радиологическим отделениям, где используются открытые радиоактивные источники с лечебной целью?

13. Какие радиоактивные вещества и какими способами осуществляют лечение пациентов открытыми источниками?

14. Какие требования предъявляют к отделениям и лабораториям, где используются радиоактивные вещества с диагностической целью?

15. Какие радиоактивные вещества и какими способами осуществляют радиационную диагностику различных органов и систем организма?

16. Дайте характеристику программе проведения радиационно-гигиенической экспертизы проекта радиологической больницы.

5.3. РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ УЧРЕЖДЕНИЙ, ИСПОЛЬЗУЮЩИХ ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Цель занятия: изучить организацию и проведение радиационно-гигиенического обследования учреждений и предприятий, использующих источники ионизирующих излучений.

Практические навыки и умения: освоить проведение самостоятельного обследования радиологического объекта.

Задание для аудиторной работы

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Проведите обследование учреждений, использующих источники ионизирующих излучений.
3. Составьте акт обследования предприятия.
4. Напишите заключение по проведенным исследованиям.
5. Дайте анализ полученным результатам в соответствии с требованиями нормативных документов.
6. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

В процессе эксплуатации радиационного объекта санитарно-эпидемиологический контроль за обеспечением радиационной безопасности населения связан с решением широкого круга вопросов. Однако основное внимание контроля в данных условиях будет направлено на предупреждение загрязнения объектов окружающей среды радиоактивными отходами, превышение доз и мощности доз облучения на персонал и население.

Уровни допустимого содержания радиоактивных веществ в различных объектах окружающей среды так же, как и пределы допустимого поступления их в организм человека, регламентируются отечественными санитарными законодательствами.

Санитарно-дозиметрический контроль радиационных объектов осуществляют центры Роспотребнадзора, а также службы радиационной безопасности предприятий соответствующих ведомств и министерств.

В зависимости от вида и мощности источников излучений, масштабов распределения радиоактивных веществ и характера обусловленного ими загрязнения окружающей среды подход к организации санитарно-эпидемиологического контроля различен. Однако во всех случаях конечной целью его является предупреждение отрицательного воздействия ионизирующих излучений на здоровье населения.

Эта цель достигается путем решения следующих основных задач:

- контролирование удаляемых в окружающую среду радиоактивных отходов;
- определение уровня содержания радиоактивных веществ в объектах окружающей среды (атмосферном воздухе, почве, воде, пищевых продуктах и т.п.);
- исследование поступления радионуклидов в организм человека по соответствующим путям (ингаляционному, пероральному), а также за дозами внешнего и внутреннего облучений, получаемыми населением;

- оценка радиационной обстановки, формирующейся в отдельных местностях и на территории всей страны, с последующим информированием соответствующих организаций и населения.

Выполнение *первой задачи* осуществляется непосредственным измерением уровня радиоактивности отходов в местах их удаления. Предусматривается определение количества радиоактивных веществ, поступающих в окружающую среду с отходами, их нуклидного, а при необходимости и химического составов. Выявляются радионуклиды, дающие основной вклад в дозу облучения населения.

Вторая задача решается путем отбора и исследования проб соответствующих объектов окружающей среды на содержание в них радионуклидов с учетом характера отходов, условий их удаления и особенностей распространения применительно к конкретной обстановке, а также путем измерения доз ионизирующих излучений на местности (при наличии гамма-излучателей).

При решении *третьей задачи* определяют количество радионуклидов, поступивших в организм человека ингаляционным и пероральным путем с учетом местных особенностей питания, водоснабжения соответствующих контингентов, длительности поступления и т. д. При необходимости определяют содержание радиоактивных веществ в организме людей, непосредственно измеряют или рассчитывают дозу внешнего облучения.

При этом имеется в виду сбор информации, необходимой для оценки индивидуальных и коллективных доз, обусловленных искусственными, а также естественными источниками излучений.

Постановка *четвертой задачи* исходит из необходимости всегда иметь сведения о динамике радиационной обстановки, обусловленной загрязнением окружающей среды как в отдельных пунктах (регионах), так и в масштабе всей страны.

Решение этой задачи обеспечивается путем непрерывного накопления сведений на местах в практических учреждениях, занимающихся контролем концентрации их в научных центрах с последующим обобщением, анализом и периодической выдачей информации. На основании анализа полученных данных на местах и в этих центрах производится оценка степени вероятного риска возникновения отдаленных последствий облучения, а при необходимости - разработка соответствующих профилактических мероприятий.

Организация дозиметрического контроля в значительной степени определяется характером и масштабами происшедших или потенциально возможных загрязнений. Так, при контроле за радиационной обстановкой, обусловленной глобальными выпадениями продуктов испытаний ядерного оружия, исходят из необходимости получения усредненных данных, характеризующих уровни загрязнения объектов окружающей среды и дозы облучения населения в крупных масштабах (страны, республики, области). Таким образом система контроля строится путем организации сети наблюдательных станций и проведения длительных систематических наблюдений, при этом имеется в виду получение данных, характерных для обширных зон. Объектами контроля служат радиоактивные осадки, атмосферный воздух, почва, водоемы, растительность, пищевые продукты, питьевая вода, человек.

Система контроля при авариях направлена на оперативное выявление интенсивности и масштабов загрязнений, представляющих опасность для жизни и здоровья людей, оказавшихся в данной зоне, а также на обоснование срочных мер по устранению этой опасности. В дальнейшем работы по контролю предусматривают обоснование мер, направленных на ликвидацию санитарных последствий аварии.

Загрязнение окружающей среды радиоактивными отходами обычно носит локальный характер, что определяет схему расположения сети контрольных пунктов. Контроль осуществляется за источниками возникновения радиоактивных отходов и отходами в местах их удаления в окружающую среду; объектами среды, куда поступают

отходы (атмосфера, почва, водоемы), по которым происходит миграция радионуклидов в организм человека (пищевые продукты).

Масштабы, объем и характер текущего контроля определяются в зависимости от мощности источников излучения, количества и природы удаляемых радиоактивных отходов, условий их удаления, особенностей среды, куда поступают отходы, характера ее использования, привычек, бытового уклада и условий жизни местного населения.

Учитывая большое разнообразие возможных вариантов обстановки, встречающейся в практике, следует подчеркнуть, недопустимость шаблонного подхода к организации контроля загрязнения окружающей среды радиоактивными отходами. При составлении программы контроля в качестве ориентировочной можно использовать следующую схему.

1. В тех случаях, когда количество радиоактивных отходов незначительно, например в учреждении, работающем с небольшим количеством радионуклидов, контроль можно ограничить эпизодическими исследованиями проб отходов, подлежащих удалению, и проверкой документов данного учреждения, где регистрируется их количество и активность. Необходимости в проведении контроля за окружающей средой в таких случаях, как правило, нет.

2. В пунктах с широким использованием радионуклидов для промышленных и других целей, а также в районах расположения исследовательских реакторов, ускорителей и т. п. контроль включает систематическое измерение дозы гамма-излучения на местности, отбор и исследование проб в зоне размещения радиационно-опасных объектов. Если результаты контроля, проводимого в течение достаточно длительного периода времени (не меньше года), свидетельствуют о том, что дозы, получаемые критической группой населения, составляют ничтожную долю от предела дозы, установленного для населения, в этом случае при безаварийной работе и стабильных масштабах использования радионуклидов систематический контроль можно заменить эпизодическими проверками удаляемых отходов и объектов окружающей среды, где возможно накопление радиоактивных веществ.

3. В районах расположения крупных энергетических реакторов, радиохимических предприятий по переработке облученных ТЭЛов и других мощных потенциальных источников загрязнения контроль включает полный комплекс наблюдений, т. е. проведения постоянных систематических измерений радиоактивности отходов в местах их удаления, дозы гамма-излучения в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения, отбора и исследования проб соответствующих объектов окружающей среды (в этих зонах), а при наличии показаний - и непосредственные определения содержания радионуклидов в организме населения.

Наряду с осуществлением дозиметрического контроля во всех случаях, где имеется потенциальная опасность загрязнения объектов окружающей среды радионуклидами, должны быть собраны и в дальнейшем периодически обновляться сведения об особенностях условий данной местности и санитарных условиях жизни местного населения.

Объем исследований, проводимых в целях контроля, и необходимая точность результатов могут варьировать в зависимости от ряда обстоятельств. Например, при аварийной ситуации с интенсивным загрязнением окружающей среды первоочередное значение имеет оперативность получения информации. Высокая точность измерения проб в этом случае (на первом этапе) играет второстепенную роль. В условиях длительного загрязнения окружающей среды радионуклидами в относительно малой концентрации решающее значение приобретает высокая точность определения и достаточно большое количество проб, позволяющее исключить случайный характер загрязнения и обеспечить статистическую достоверность результатов.

Независимо от вида объектов и характера контролируемой среды отбираемые пробы должны быть представительными, т. е. в полной мере отражать свойства этой среды в

данный период времени. Соблюдение этого требования обеспечивается правильным выбором пунктов и способов отбора проб.

Количество пунктов отбора и число отбираемых проб должно быть достаточным для пространственной характеристики уровней содержания радионуклидов в данной среде. Они определяются поставленными задачами и конкретными условиями (мощность источника, особенности распространения радионуклидов в данной среде и т. д.).

Частота отбора проб должна обеспечивать информацией о динамике уровней загрязнения изучаемых объектов во времени. Они также устанавливаются органами Роспотребнадзора (соответствующими инструктивными указаниями) в зависимости от решаемой задачи и конкретных условий (характеристики источника, ритма поступления радионуклидов в данную среду, их состава, сезонных особенностей вероятного воздействия на человека и др.).

Объем отбираемых проб зависит от состава и концентрации радиоактивных веществ, применяемых методов обработки и измерения проб, а также от необходимой степени точности получаемых результатов.

Получение усредненных данных, характеризующих уровни содержания радионуклидов в контролируемых объектах по соответствующим признакам (в пределах определенной территории или за определенный период времени и т. д.), можно обеспечить путем использования разных приемов:

- усреднением численных значений, полученных в результате исследования отдельных проб, с последующей статистической обработкой, позволяющей установить границы диапазона встречающихся концентраций и статистическую достоверность результатов;
- усреднением отдельных однотипных проб, отобранных в ряде пунктов в пределах определенной территории или в одном пункте за соответствующий период времени с последующим исследованием их в лаборатории.

Использование того или иного приема вполне оправдано в зависимости от целевого назначения данных исследований, содержания определяемых радионуклидов в пробах, от применяемых методов обработки проб, разрешающей способности измерительных приборов, а также от условий, определяющих производственные возможности данной лаборатории.

Обеспечение достоверности аналитических результатов достигается дублированием проб, а также анализом контрольных «слепых» дубликатов.

Методы дозиметрического контроля за радиационной обстановкой, включающие организацию и методики отбора проб воды, воздуха, почвы, пищевых продуктов, а также радиохимические методики определения содержания некоторых радионуклидов в разных средах и соответствующие дозиметрические методики, изложены в специальных руководствах.

Примерные схемы обследования объектов, использующие закрытые и открытые источники ионизирующих излучений

Примерная схема обследования рентгеновских отделений (кабинетов)

Основные руководящие документы. «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1. 758-99, разделы 3, 7»; «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1. 799-99, раздел 3, 3.7»; Гигиенические требования к устройству эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгенологических исследований. Санитарные правила и нормативы. СанПиН 2.6.1.1192-03. М. 2003; Методические указания «Контроль эффективных доз облучения пациентов при медицинских рентгенологических исследованиях» МУК. 2.6.1.1797-03. Минздрав России, 2003; Проведение радиационного контроля в рентгеновских кабинетах. Методические указания. МУ 2.6.1.1982-05. М.: ФЦГиЭ Роспотребнадзора, 2005; Гигиенические требования к размещению и эксплуатации радиовизиографов в стоматологических кабинетах. Методические указания.

МУ. 2.6.1.2043-06. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2006.

Аппаратурное обеспечение. Дозиметры: ДРГ-01Т, ДБГ-06Т, ДБГ-01Н, МКС-РМ 1501, ДКС-96, МКС-1117 (Е1-1117).

1. Характеристика объекта:
 - название объекта;
 - назначение;
 - принадлежность;
 - адрес;
 - дата обследования.
2. Наименование установок:
 - типы рентгеновских аппаратов;
 - максимальное напряжение и сила тока на трубке;
 - характеристика аппаратов.
3. Разрешение на право эксплуатации, кем выдано, дата выдачи.
4. Лицо, ответственное за правильную работу кабинета, установки, расположение и планировка помещений:
 - этаж;
 - смежные помещения, их назначение, нет ли в их числе жилых помещений (выше и ниже этажом);
 - общее число помещений, их площадь;
 - процедурная (количество рабочих мест);
 - наличие вентиляции, кратность воздухообмена; естественное и аварийное освещение.
5. Защита от излучения рабочих мест и смежных помещений, наличие:
 - стационарных защитных устройств;
 - нестационарных защитных устройств, ограждений;
 - средств индивидуальной защиты их состояние, свинцовые эквиваленты .
6. Индивидуальный дозиметрический контроль:
 - название приборов, дата поверки;
 - учет результатов измерений;
 - случаи переоблучения лиц, работающих с источниками ионизирующего излучения, и мероприятия по отношению к ним.
7. Проверка надежности стационарных и нестационарных защитных устройств (контроль защиты):
 - наличие дозиметров в обследуемом рентгеновском отделении (кабинете), их название;
 - регулярность проведения измерений;
 - учет результатов.
8. Данные дозиметрических измерений при настоящем обследовании уровни излучений (мощности эквивалентной дозы, мкЗв/ч):
 - на рабочих местах;
 - за защитными устройствами;
 - в других регламентированных точках;
 - в смежных помещениях;
 - на территории.
9. Проведение предварительных и периодических медицинских осмотров и инструктажа по технике безопасности:
 - учет проведенных мероприятий.
10. Отстранение от работы в случае лучевых поражений.
11. Контроль за выполнением ранее предложенных мероприятий.
12. Наличие соответствующей документации:

- журнала инструктажа, приказа о допуске к работам, карточки-допуска и т.п.;
- инструкций по технике безопасности, ликвидации аварийных ситуаций, их качество; знаний и навыков персонала по технике безопасности;
- контроля за радиационной обстановкой и облучением персонала, наличия и качества соответствующей документации;
- аппаратуры радиационного контроля, порядка и сроков ее поверки;
- медицинского обеспечения: первичного (при приеме на работу) и очередного медицинского освидетельствования, повседневного медицинского обслуживания, общей и профессиональной заболеваемости, санитарно-просветительной работы, льгот персоналу и порядка их предоставления.

13. Выводы и предложения.

Схема санитарно-дозиметрического обследования радиоизотопной лаборатории

Руководящие документы. «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). СП 2.6.1.758-99, разделы 3, 7, 8»; «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99, раздел 3.8»; «Типовая инструкция по охране труда для персонала отделений радионуклидной диагностики. Приказ МЗ РФ от 28 января 2002 г. # 20. Зарегистрирован в Минюсте РФ 17 апреля 2002 г. Регистрационный # 3380»; Методические указания «Оценка, учет и контроль эффективных доз облучения пациентов при проведении радионуклидных диагностических исследований» МУ 2.6.1.1798-03. Минздрав России, 2003; Методические указания «Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при проведении радионуклидной диагностики с помощью радиофармпрепаратов». МУ. 2.6.1.1892-04. Роспотребнадзор, 2004; Лаборатории радиоизотопной диагностики. Санитарно-гигиенические нормы. СанПиН 42-129-4140-86.

Аппаратурное обеспечение. Для измерения уровня мощности дозы облучения: дозиметры ДРГ-01Т, ДБГ-06Т, ДБГ-01Н. Для определения степени загрязненности поверхностей радиоактивными веществами: радиометр ДКС-96А, радиометр ДКС-96Б, радиометр ДКС-96Н; радиометр-дозиметр МКС-04Н.

1. Характеристика объекта:
 - название объекта;
 - назначение;
 - принадлежность;
 - адрес;
 - дата обследования.
2. Размещение объекта, планировка, состав, назначение, площадь помещений.
3. Отделка помещений, их технологическое и санитарно-техническое оснащение и оборудование.
4. Наименование, количество применяемых радионуклидов.
5. Класс проводимых работ.
6. Характеристика защиты от излучений:
 - защита от излучений рабочих мест;
 - организационные мероприятия по защите от излучения.
7. Мероприятия по предупреждению распространения радионуклидов в окружающую рабочую и природную среду:
 - наличие шкафов, боксов и другого оборудования для работ с радиоактивными веществами в открытом виде;
 - мероприятия по очистке газоаэрозольных выбросов;
 - сбор, хранение, удаление твердых и жидких радиоактивных отходов;
 - содержание и дезактивация рабочих помещений и оборудования.
8. Меры личной гигиены и индивидуальной защиты при работе с РВ в открытом виде:

- используемая спецодежда, основные и дополнительные средства индивидуальной защиты, порядок их применения и дезактивации;
- санитарная обработка и организация ее проведения;
- организационные мероприятия, направленные на предупреждение попадания радионуклидов внутрь организма (наличие комнаты для приема пищи и т. п.).

9. Учет и наличие радиоактивных веществ:

- название, адрес, телефон учреждения, откуда поступают радиоактивные вещества;
- организация получения, хранения, учета, выдачи для работы и приема после работ, сдачи на захоронение, соответствие фактического наличия радиоактивных веществ учетным данным;
- лица, ответственные за хранение, учет, выдачу ИИИ, за сбор радиоактивных отходов, номера и даты приказов об их назначении.

10. Радиационная обстановка на объекте, уровни излучений (мощность эквивалентной дозы), мкЗв/ч:

- на рабочих местах;
- за защитными устройствами;
- в других регламентированных точках;
- в смежных помещениях;
- на территории;
- радиоактивного загрязнения поверхностей, оборудования;
- газовой и аэрозольной активности в рабочих и смежных помещениях, перед очистными устройствами и на выбросе;
- радиоактивности сточных вод;
- радиоактивного загрязнения кожных покровов, спецодежды и средств индивидуальной защиты персонала;
- радиоактивности объектов внешней среды: почвы, грунта, воды, воздуха, осадков, растительных и животных, наземных и водных организмов.

11. Облучение персонала и ограниченной части населения:

- уровни (мощность эквивалентной дозы) внешнего облучения;
- содержание радионуклидов в критических органах и уровни внутреннего облучения;
- коллективные дозы облучения;
- случаи переоблучения, обстоятельства, при которых они произошли, принятые меры.

12. Характеристика мероприятий, проводимых на объекте по обеспечению радиационной безопасности:

- наличие санитарно-эпидемиологического экспертного заключения на право эксплуатации объекта, дата его выдачи, порядок ведения, установленные контрольные уровни;
- ответственные за радиационную безопасность;
- порядок допуска персонала к работам, инструктаж и зачет по технике безопасности, даты, сроки.

13. Наличие соответствующей документации:

- журнала инструктажа, приказа о допуске к работам, карточки-допуска и т. д.;
- инструкций по технике безопасности, ликвидаций аварийных ситуаций, их качества; знаний и навыков персонала по технике безопасности;
- учета источников ИИ, контрольных проверок их наличия;
- контроля за радиационной обстановкой и облучением персонала, наличия и качества соответствующей документации;
- аппаратуры радиационного контроля, порядка и сроков ее поверки;
- медицинского обеспечения: первичного (при приеме на работу) и очередных медицинских освидетельствований, повседневного медицинского обслуживания, общей и

профессиональной заболеваемости, санитарно-просветительной работы, льгот персоналу и порядка их предоставления;

• выполнения рекомендаций предшествующих проверок. 14. Выводы и предложения.

Контрольные вопросы

1. Укажите основные задачи предупреждения отрицательного воздействия ионизирующих излучений на здоровье населения.

2. Какими путями решается выполнение этих задач?

3. Каким образом необходимо организовать дозиметрический контроль в зависимости от характера и масштаба загрязнений объектов окружающей среды радиоактивными веществами?

4. Каким образом проводится контроль загрязнения окружающей среды радиоактивными отходами?

5. Какие способы получения информации о загрязнении объектов окружающей среды радиоактивными веществами вы знаете?

6. Дайте характеристику отбору проб при загрязнении объектов окружающей среды радиоактивными веществами.

7. Какие вопросы необходимо рассмотреть при дозиметрическом обследовании рентгеновского кабинета?

8. Какие вопросы необходимо рассмотреть при дозиметрическом обследовании радиоизотопной лаборатории?

Список литературы

ВОЗ. Текущий контроль за содержанием радионуклидов в воздухе и воде. - М.: «Медицина», 1999.

Гигиенические требования к устройству и эксплуатации радиоизотопных приборов. Санитарные правила и нормативы. СанПиН 2.6.1.1015-01 - М.: «Атомиздат», 2001.

Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при лучевой терапии закрытыми радионуклидными источниками. Методические указания. МУ. 2.6.1.2135-06. - М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2007. - 46 с.

Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Гигиенические требования к устройству эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгенологических исследований. Санитарные правила и нормативы. СанПиН 2.6.1.1192-03. - М., 2003.

Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Гигиенические требования к размещению и эксплуатации радиовизиографов в стоматологических кабинетах. Методические указания. МУ. 2.6.1.2043-06. - М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2006.

Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Проведение радиационного контроля в рентгеновских кабинетах. Методические указания. МУ 2.6.1.1982-05. - М.: ФЦГиЭ Роспотребнадзора, 2005. - 15 с.

Коренков И.П. Дозиметрия в радиационной дефектоскопии. - М.: «Энергоиздат», 1996. - 78 с.

Методические указания «Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при проведении радионуклидной диагностики с помощью радиофармпрепаратов». МУ. 2.6.1.1892-04. - М.: Роспотребнадзор, 2004.

Методические указания «Контроль эффективных доз облучения пациентов при медицинских рентгенологических исследованиях» МУК. 2.6.1.1797-03. - М.: Минздрав России, 2003.

Методические указания «Оценка, учет и контроль эффективных доз облучения пациентов при проведении радионуклидных диагностических исследований» МУ 2.6.1.1798-03. - М.: Минздрав России, 2003.

Перцов В.А. Вопросы радиационной безопасности в гамма-дефектоскопии. - М.: ЦОЛИУ врачи, 1999. - 31 с.

Польский О.Г., Коренков И.П., Соболев И.А. Радиоизотопные приборы и меры безопасности при их эксплуатации. - М.: «Энергоатомиздат», 1996. - 157 с.

Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта. Методические указания. МУ 2.6.1.2005-05. - М., 2005.

Глава 6. Радиационная экология. Приемлемый уровень риска для категорий, облучаемых лиц

Цель занятия: изучить организацию и проведение радиационно-экологических исследований, связанных с загрязнением радионуклидами окружающей среды и воздействием на человека ионизирующих излучений.

Практические навыки и умения: определить наиболее опасные радиоактивные элементы, имеющие экологическое значение в жизнедеятельности населения; оценить индивидуальный и коллективный риск персонала и населения при воздействии внешнего облучения.

Задание для аудиторной работы:

1. Прочитайте учебный материал к теме занятия.
2. Рассчитайте коэффициенты риска при выдаче заключений по радиационно-гигиеническим паспортам.
3. Дайте письменные ответы на контрольные вопросы по теме занятия.

Радиационная экология - дисциплина, изучающая взаимодействие радиационных факторов окружающей среды с экосистемой и ее составляющими (популяциями, сообществами, биоценозами), с целью выявления общих закономерностей взаимодействия человека и человечества с источниками ионизирующих излучений, построения прогнозов и разработки мероприятий донозологической и первичной профилактики, направленных на предупреждения возникновения заболеваний.

Ионизирующее излучение в биосфере несет потенциальную опасность патологических (соматических) или зародышевых (генетических) нарушений, вероятность которых значительно увеличилась в последние десятилетия после открытия и использования ядерной энергии в военных и мирных целях.

Использование ядерных веществ для производства электрической энергии, применение радиоактивных элементов в промышленности и научных исследованиях, систематическое и нередко излишнее употребление их в медицинской практике, длительное пребывание у экранов телевизоров, мониторов компьютеров значительно увеличивают количество внутренних и внешних источников радиации, которой подвергается современный человек.

Каждый человек в течение жизни подвергается воздействию ионизирующего излучения за счет естественных источников, техногенного измененного радиационного фона, источников ионизирующих излучений, использующихся в медицине, эксплуатации объектов атомной энергетики и промышленности, радиоактивных выпадений, образовавшихся в результате испытаний ядерного оружия.

Некоторые специалисты полагают, что облучение в малых дозах имеет положительное значение, стимулируя жизненные процессы (гормезис), и не оказывает вредного воздействия на организм, поскольку естественный радиационный фон существует издревле и к нему люди, животные и растения должны были адаптироваться.

Однако подобные взгляды в значительной мере расходятся с современными представлениями о механизмах и эффектах биологического действия малых доз ионизирующих излучений. Согласно этим представлениям, обобщенным в изданиях МКРЗ и НКДАР при ООН, радиационный фактор не оказывает положительного влияния на здоровье человека.

Сравнительная шкала доз облучения населения стран СНГ, рекомендуемых дозовых пределов, а также эффектов ионизирующего излучения приведена на схеме 6.1.

При рассмотрении вопросов экологических последствий применения источников ионизирующих излучений большое значение приобретает самопроизвольный распад и энергия радиоактивных изотопов. Известно, что разные элементы имеют сильно

различающиеся периоды полураспада. Например, для аргона-41 он равен 2 ч, а для урана-238 - 4,5 млрд. лет.

Из вышеприведенных положений вытекает фундаментальное экологическое следствие:

1. Не существует никаких способов биологического разложения и нет никакого другого механизма, кроме распада, который позволил бы исключить этот вид загрязнения окружающей среды;

2. Единственная практическая возможность уменьшить радиоактивность - предоставить радиоактивному веществу возможность самопроизвольно распадаться;

3. Ликвидация последствий радиоактивных загрязнений может носить лишь предупредительный характер.



Схема 6.1. Сравнительная шкала доз облучения населения стран СНГ, рекомендуемых дозовых пределов, а также эффектов ионизирующего излучения

Таким образом, экологическое значение радиоактивных изотопов различно. Очевидно, что радионуклиды с коротким периодом полураспада (менее 2 суток) не представляют большой опасности (исключая случаи ядерных взрывов и аварий), так как

они сохраняют высокий уровень доз в загрязненном биотопе лишь непродолжительное время. С другой стороны, вещества с очень большим периодом полураспада, например уран-238, также почти безопасны, поскольку они в единицу времени испускают очень слабое излучение.

Таким образом, наиболее опасными радиоактивными элементами являются те, у которых период полураспада изменяется от нескольких недель и месяцев до нескольких лет. Этого времени достаточно, чтобы изотопы смогли проникнуть в различные организмы и накопиться в пищевых цепях. Необходимо подчеркнуть, что для полного распада радионуклидов необходимо выдержать десять периодов полураспада.

Следует добавить, что при одинаковом уровне загрязнения экосистемы радиоактивными веществами воздействие изотопов простых элементов, которые являются основными слагаемыми живого вещества (углерод-14, фосфор-32, кальций-45, тритий, сера-35 и т. п.), оказывается более опасным для биоценоза, чем воздействие редко встречающихся веществ, слабо или совсем не поглощаемым организмами. Аналогичным действием обладают и радиоактивные инертные газы, которые ни одно живое существо не способно накапливать в своих клетках.

Стронций-90 и цезий-137, сходные по своим химическим свойствам с Са и К, являются наиболее опасными радиоактивными изотопами, которые могут загрязнить окружающую среду при выпадении радиоактивных осадков, последовавших за проводимыми ядерными взрывами или при аварии на АЭС, в виде отходов атомной промышленности. Стронций вследствие своего сходства с кальцием очень легко проникает в костную ткань позвоночных, тогда как цезий накапливается в мышцах. Так как период полураспада этих элементов соответственно равен 28 и 33 годам, они остаются в организме и могут накапливаться в количествах, способных причинить ущерб здоровью. Радионуклиды, имеющие большое значение для экологии, представлены табл. 6.1.

Экологические последствия радиоактивных осадков. Осаждающиеся на землю радиоактивные примеси, первоначально рассеянные в атмосфере, попадают в почву и воду, а затем оказываются вовлеченными в биомассу.

Существуют благоприятные условия для накопления в почве двух важных радиоактивных элементов - стронция-90 и цезия-137. Кислые почвы, в частности, могут задерживать значительное количество стронция. При этом следует учитывать коэффициент избирательности, т. е. отношение количества какого-либо радиоактивного изотопа к количеству нерадиоактивного элемента, имеющего сходные химические свойства и необходимого живым веществам.

Для стронция-90 он меняется в зависимости от вида почвы от 0,6 до 1,5. Очень высок коэффициент поглощения кальция органическими веществами, в то время как стронций лучше поглощается минеральными коллоидами. Последние обладают еще более высокой способностью удерживать цезий.

Стронций более подвижен в почве, вследствие чего интенсивное выщелачивание загрязненных земель может привести к накоплению радиоактивных веществ в подземных водах.

Таблица 6.1. Основные радиоактивные изотопы, имеющие важное значение для радиационной экологии

Радиоактивный изотоп	Период полураспада	Излучения		
		альфа	бета	гамма
Группа А				
Углерод-14	5568 лет		+	
Тритий	12,4 г.		+	
Фосфор-32	14,5 сут.		+++	
Сера-35	87,1 сут.		+	
Кальций-45	160 сут.		++	
Натрий-24	15 ч		+++	+++
Калий-42	12,4 ч		+++	++
Калий-40	1,3 млрд. лет		++	++
Железо-59	45 сут.		++	+++
Марганец-54	300 сут.		++	++
Йод-131	8 сут.		++	++
Группа В				
Стронций-90	27,7 г.			
Цезий-137	32 г.			
Церий-144	285 сут.			
Рутений-106	1 год			
Иттрий-91	61 сут.			
Плутоний-239	24 000 лет			
Группа С				
Аргон-41	2 ч		++	
Криптон-85	10 лет		+	
Ксенон-133	5 сут.		+++	

В таблице приняты следующие обозначения величины энергии (МэВ): + меньше 0,2; ++ 0,2-1,0; +++ 1,0-3,0; ++++ больше 3,0.

Группу А представляют радиоактивные изотопы, составляющие основу живого вещества.

Группу В - элементы, содержащиеся в значительных количествах в продуктах распада, которые попадают в окружающую среду вместе с радиоактивными выбросами во время испытаний ядерного оружия и при авариях на АЭС.

Группу С - инертные газы, образующиеся в мощных реакторах.

Основное загрязнение растений радиоактивными осадками осуществляется через корневую систему, однако проникновение их через поверхность листа также имеет не последнее значение.

Пища человека загрязнена в различной степени. Наиболее сильно заражены продукты животноводства, поскольку стронций-90 и йод-131 содержатся в молоке, а цезий-137 - в молочных продуктах.

Пищевая цепь: почва -- травы -- рогатый скот -- молоко (мясо) -- человек - в значительной мере подвержена загрязнению радиоактивными веществами.

Экологические последствия загрязнений, вызванных атомной промышленностью. Атомная промышленность может быть источником радиоактивного загрязнения на трех этапах: при добыче и обогащении ископаемого сырья; использовании его в реакторах; при переработке ядерного горючего в установках.

Если при добыче ископаемого сырья и его переработке загрязнение невелико, то потенциальная опасность заражения среды от атомных реакторов значительно выше, особенно на заводах по производству ядерного оружия.

С ядерными реакторами современных типов связаны две возможности радиоактивного загрязнения: при нормальной работе и в случае аварии.

В настоящее время существует три основных типа атомных реакторов.

I. *Реакторы*, работающие по схеме природный уран - графит - газ. В этом случае охлаждение сердечника производится углекислым газом под давлением; затем газ в обменнике передает полученное тепло во вторичную цепь.

Основной радиоактивной примесью углекислого газа является аргон-41, период полураспада которого равен 2 ч. Данный инертный газ накапливается на станции и через определенное время, когда его активность значительно снижена, выбрасывается в атмосферу.

Реакторы этого типа почти не имеют жидких и твердых отходов. Они незначительно загрязняют природную среду, так как здесь выбрасывается только аргон-41.

II. *Реакторы*, работающие по схеме обогащенный уран - тяжелая вода, загрязняют окружающую среду в большей степени, чем реакторы первого типа. Хотя эти реакторы работают по замкнутому циклу, в них иногда нарушается герметичность кожуха, кроме того, в этих реакторах необходимо периодически заменять воду в первичной цепи.

Разрывы кожуха вызывают загрязнение охлаждающей жидкости продуктами распада: криптоном-85, ксеноном-133, йодом-131 (летучие вещества и газы), а также тритием. Этот радиоактивный изотоп водорода образуется на третьем этапе реакции, которая начинается с химического элемента бора, содержащегося в воде первичной цепи. Радиоактивные изотопы редких элементов и йод-131 выбрасываются в атмосферу, а тритий сбрасывается в реки с учетом предельно допустимых концентраций, предусмотренных законодательством.

Станции второго типа выбрасывают в атмосферу меньше газов, чем станции первого типа, однако реакторы второго типа высвобождают йод-131, который опасен своей высокой биологической активностью, и криптон-85, который может накапливаться в атмосфере, так как его период полураспада равен 10 годам.

III. *Реакторы*, работающие по схеме обогащенный уран - кипящая вода, обладают лишь одной цепью. Вода обеспечивает и охлаждение сердечника и действие паровой турбины. Преимущество станций данного типа состоит в том, что не образуется тритий, но, помимо этого, образуется значительное количество криптона-85. Это вызывает серьезные, но разрешимые: нужно хранить газ в течение времени, необходимого для уничтожения радиоактивных элементов с коротким периодом полураспада.

Следует подчеркнуть, что водяные реакторы (типа PWR) могут явиться источником значительного заражения биосферы газообразными тритием и йодом-131 с большим периодом полураспада.

Производство атомной энергии включает несколько последовательных этапов: добычу ядерного топлива в урановых шахтах; обогащение его на заводах; производство «составных частей» горючего, закладка их в мощный реактор; изъятие сердечника и отправка его на специализированное предприятие.

Вероятность заражения окружающей среды при этих операциях различна. Наиболее серьезным источником загрязнения являются заводы по производству ядерного горючего.

Большая часть радиоактивных элементов содержится в сточных водах, которые собираются и хранятся в герметических сосудах. Однако криптон-85 и ксенон-133, так же как и часть йода-131, попадают в атмосферу из испарителей, используемых для уплотнения радиоактивных отходов. Кроме того, тритий и часть продуктов распада (стронций-90, цезий-137, рутений-106, цезий-144 и йод-131) сбрасываются в реки и моря вместе с малоактивными жидкостями. Небольшой завод сбрасывает от 500 до 1500 м³ воды, загрязненной этими радиоактивными изотопами.

Для дезактивации радиоактивных отходов до полной безопасности необходимо время, равное примерно 20 периодам полураспада. Это значит, что продолжительность хранения отходов вне биосферы исключительно велика. Так, она составляет 300 лет для отходов, зараженных цезием-137 (период полураспада 30 лет), и 245000 лет в случае заражения плутонием-239 (период полураспада 24500 лет).

Современная технология не позволяет отделить криптон-85 и тритий от газа или жидкости, в которые они входят. Однако это не препятствует выводу их за пределы биосферы. Вопрос стоит очень остро: если выброс криптона и трития в окружающую среду будет продолжаться такими же темпами, как сейчас, развитие атомной энергетики очень скоро будет ограничено уровнем загрязнения радиоактивными газами атмосферы и океанов.

Не вызывает никакого сомнения, что позиция лиц, ответственных за атомную энергетику, и решения, которые будут приняты международными органами по этому вопросу, окажутся очень важными для будущего человечества. Они должны полностью изменить то отношение к природе, которое современная цивилизация унаследовала от предыдущих эпох. Эти решения должны основываться на самых точных научных данных и на самых высоких этических требованиях. И наконец их исполнение должно осуществляться со всеми возможными предосторожностями.

Если реалистически проанализировать размах энергетического кризиса, угрожающего современной цивилизации, то можно без труда предсказать, что от строгости и понимания, с которыми компетентная администрация в промышленно развитых странах будет контролировать мирное использование атома, зависит судьба человечества. Остается пожелать, чтобы охрана биосферы не стала жертвой максимальной прибыли.

Радиоэкологический мониторинг. Под радиоэкологическим мониторингом понимают наблюдения, оценку и прогноз природных и антропогенных воздействий на человека и окружающую среду радиационных факторов. Радиационный мониторинг окружающей среды предусматривает измерение уровня радиоактивного загрязнения и доз облучения биологических объектов от всех существующих источников (естественный радиационный фон, радиоактивные выпадения и др.). Он проводится с целью контроля воздействия внешнего излучения и инкорпорированных радионуклидов на человека. Основные его принципы изложены в публикациях Международной комиссии по радиологической защите. В зависимости от конкретных задач этот мониторинг выполняется как мониторинг источника, предусматривающий измерение и оценку мощности поглощенных доз излучения в воздухе и количества радионуклидов, попавших в природную среду из данного источника, или как мониторинг окружающей среды. В первом случае наблюдения проводит в пределах зоны расположения источника обслуживающий его персонал. Во втором измерения выполняют за пределами расположения источника излучения службой организаций и ведомств, которым законодательно вменено в обязанность контролировать радиоактивное загрязнение природной среды.

Радиационный мониторинг окружающей среды также может быть связан с контролем самого источника для оценки его вклада в облучение. К этому виду относят радиационный мониторинг природной среды в районах расположения АЭС и других предприятий полного ядерно-технологического цикла (ЯТЦ).

Вместе с тем радиационный мониторинг окружающей среды можно проводить для контроля облучения человека и использовать для оценки общего вклада в облучение от нескольких источников, действующих в данной местности или глобальном масштабе. Мониторинг радиоактивного загрязнения окружающей среды осуществляется в РФ в рамках Федеральной службы наблюдений и контроля за загрязненностью объектов природной среды.

Распределение радионуклидов в биосфере, их способность мигрировать по экологическим цепочкам и концентрироваться в отдельных звеньях пищевых цепей привели к необходимости контроля за радиоактивным загрязнением сельскохозяйственных угодий, почв, поливных вод, кормов, растительной, животноводческой продукции. Этот контроль можно осуществить с помощью целенаправленного радиационного мониторинга агропромышленного комплекса.

Важность этого вида мониторинга обусловлена не только тем обстоятельством, что поступление радионуклидов в организм человека с сельскохозяйственными продуктами часто является определяющим при формировании доз внутреннего облучения, но и тем, что этот путь радиационного воздействия наиболее управляемый и регулируемый. Кроме того, перечисленные виды мониторинга не дают объективной оценки состояния природной среды, так как измерение содержания радиоактивных веществ в объектах среды проводится не с целью определения влияния на них радиационного фактора, а с контрольной функцией - выяснить, не содержат ли данные объекты радионуклиды в концентрациях, представляющих опасность для здоровья человека.

На разных этапах ЯТЦ в биосферу, в том числе в сферу сельскохозяйственного производства, поступают различные радионуклиды, биологически подвижные и способные интенсивно включаться в сельскохозяйственные цепочки. Так, на этапах добычи уранового сырья и его первичной переработки к числу достаточно подвижных можно отнести ^{210}Pb , ^{210}Po , ^{226}Ra , ^{238}U и некоторые другие тяжелые естественные радионуклиды. При работе АЭС во внешнюю среду переходит очень большое число радиоактивных продуктов деления, среди которых интенсивно мигрирующим следует отнести ^{90}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs , а также многие нуклиды с наведенной активностью (^{54}Mn , ^{60}Co , ^{65}Zn и др.). При работе радиохимических заводов и захоронении высокоактивных отходов в окружающую среду, помимо продуктов деления и нуклидов с наведенной активностью, поступают долгоживущие трансурановые радионуклиды (^{237}Np , ^{239}Pu , ^{241}Am и др.), которые, хотя и не обладают высокой мобильностью в пищевых цепочках, относятся к числу высокотоксичных веществ.

Развитие ядерной энергетики привело к росту концентраций в биосфере средне- и долгоживущих радионуклидов ряда биофильных элементов. В их число входят, в частности, ^3H , ^{14}C , ^{129}I . Включение этих радионуклидов в сельскохозяйственную ветвь круговорота имеет большое значение в оценке долговременной перспективы повышения радиационного фона Земли. Следует подчеркнуть, что по интенсивности переноса потоки миграции искусственно образованных количеств ряда радионуклидов (^3H , ^{14}C) уже приблизились к соответствующим показателям для транспорта естественных количеств тех же радионуклидов или даже превзошли их.

В последние годы заметно возросло внимание к оценке роли природного фона ионизирующих излучений как важного экологического и гигиенического фактора. Это дало стимул и к детальному изучению круговорота большого числа естественных радионуклидов, в том числе в системе почва - сельскохозяйственные растения - сельскохозяйственные животные - человек. В формировании суммарной дозовой нагрузки на население от природного радиационного фона заметная роль принадлежит внутреннему облучению, обусловленному отложением в организме человека инкорпорированных радионуклидов, поступавших с сельскохозяйственными продуктами (молоком, мясом, хлебом и др.). Данное обстоятельство послужило причиной широкого радиационного мониторинга сельскохозяйственной сферы, включающего оценку содержания ведущих природных радионуклидов в основных видах сельскохозяйственной продукции.

Экологическую оценку последствий увеличения фона ионизирующих излучений для живых организмов, их популяций, биогеоценозов и биосферы в целом, а также характеристику роста концентраций радионуклидов в природных объектах как генеральную задачу радиоэкологии принято рассматривать в рамках анализа классического треугольника: миграция радионуклидов - формирование поглощенных доз - радиационные эффекты.

В настоящее время существующие системы радиационного мониторинга целых регионов и стран нацелены в первую очередь на получение информации, связанной с возникновением внештатных ситуаций на объектах атомной энергетики, ядерных

исследовательских или промышленных комплексов, а также при испытательных ядерных взрывах.

Риск воздействия ионизирующих излучений. Риск - это возникновение неблагоприятного для человека эффекта, определяемый как вероятность возникновения этого эффекта при заданных условиях.

Под термином «риск» понимается оцениваемая вероятность неблагоприятного результата для здоровья индивидуума, группы лиц, популяции от воздействия того или иного фактора окружающей среды.

Всемирная организация здравоохранения (ВОЗ) определяет риск как «ожидаемую частоту нежелательных эффектов, возникающих от заданного воздействия загрязнителя».

Риск для здоровья человека, связанный с загрязнением окружающей среды, возникает при следующих необходимых и достаточных условиях:

- наличии источника риска (например, токсического вещества, радионуклидов в почве, воде, воздухе, пище и др.);
- источнике риска, находящимся в окружающей среде, характеризующимся неблагоприятной для человека значительной концентрацией, дозой, уровнем, интенсивностью;
- присутствию человека, контактирующего с источником риска и восприимчивого к его воздействию;
- наличии путей передачи вредного воздействия от источника риска к организму человека.

Оценка риска осуществляется в соответствии с Международной методологией. Это процесс установления вероятности развития и степени выраженности неблагоприятных эффектов у человека, обусловленных воздействием факторов окружающей среды.

В соответствии с рекомендациями МКРЗ приемлемый уровень годового радиационного риска для работающих должен находиться на уровне 1:10000, а для всего населения его величина колеблется в пределах от 1 на 1000000 до 1 на 100000. В различных странах и в рекомендациях разных организаций величины приемлемого риска нередко не совпадают (табл. 6.2).

Приемлемый радиационный риск для работающих (10^{-3} за год или 0,03 за 30 лет производственного стажа) существенно отличается от *приемлемого* риска, принятого для условий производственного воздействия *химических* канцерогенов (10^{-3} за весь период работы или $3,3 \cdot 10^{-4}$ в год). Еще более выражены различия между критериями оценки радиационных и химических рисков для населения. Очевидно, что для гармонизации подходов к оценке радиационных и нерадиационных рисков в первую очередь необходимо выработать единую точку зрения на проблему классификации уровней рисков для здоровья, работающих и населения в целом.

Таблица 6.2. Некоторые критерии оценки индивидуального риска

Характеристика риска	Величина
Россия (НРБ-99)	
Радиационный индивидуальный пожизненный риск для персонала	1 на 1000
Радиационный индивидуальный пожизненный риск для населения	5 на 100000
Радиационный пренебрежимый риск	1 на 1000000
Нидерланды	
Максимальный переносимый риск для населения (существующее производство)	1 на 100000 в год
Максимальный переносимый риск для населения (новое производство)	1 на 1000000 в год
Максимальный переносимый риск для населения, проживающего вблизи аэропортов	1 на 20000 в год

Окончание таблицы 6.2

Характеристика риска	Величина
Приемлемый риск для населения	1 на 1000000 в год
Австралия	
Приемлемый риск для населения в сельтебной зоне от воздействия загрязнений атмосферного воздуха	1 на 1000000 в год
Общий приемлемый риск вне опасных производственных зон	1 на 10000 в год
Гонконг	
Максимальный вынужденный риск смерти вследствие производственной аварии	1 на 100000 в год
МКРЗ	
Приемлемый радиационный риск для работающих	1 на 10000 в год
Приемлемый радиационный риск для населения	от 1 на 1 000 000 до 1 на 100 000 в год
Правила принятия управленческих решений в США	
Уровень De manifestis	Пожизненный риск 4 на 1000 (1 на 17500 в год)
Уровень De minimis	Пожизненный риск 1: 1000000 (1 на 70 000 000 в год)
Рекомендации Национального исследовательского совета США для атомных станций	
Риск смерти в результате аварии	1 на 2000000 в год
Индивидуальный риск отсроченной смерти	2 на 1000000 в год
Агентство США по охране окружающей среды	
Целевой канцерогенный риск	Пожизненный риск 10–6 (1 на 70000000 в год)
Уровень, при котором обычно требуется проведение оздоровительных мероприятий	Пожизненный риск 10–4 (1 на 700000 в год)
Великобритания (HSE)	
Нереносимый риск для работающих с источниками ионизирующего излучения	от 1 на 4000 до 1 на 20000 в год

Канцерогенный риск воздействия ионизирующих излучений в малых дозах. Огромная социальная значимость ограничения воздействия излучения как вредного фактора производства и среды обитания на различные контингенты людей в настоящее время не вызывает сомнений. Она определяется прежде всего нынешним состоянием проблемы «человек и окружающая среда», которая уже давно делает охрану среды обитания людей мерой не столько предупредительной, сколько вынужденной. Серьезнейшим фактором в проблеме индицирования рака, переводящим меры по охране среды обитания в разряд вынужденных, является наблюдаемый во всем мире (и прежде всего в развитых странах) рост онкологической заболеваемости. Большинство специалистов, работающих в области эпидемиологии рака, разделяют мнение о том, что данное явление - проявление отдаленных последствий воздействия на людей вредных антропогенных факторов. В

зарубежной медицинской литературе утвердился даже термин «индустриальный рак легких».

Однако хорошо известно, что улучшение условий труда или проживания людей влечет экономические затраты. Эти затраты могут быть непосредственными, потраченными, например, на строительство защитных сооружений. Менее заметен, хотя, и более значителен, экономический ущерб, наносимый обществу такой известной в практике промышленной гигиены мерой как введение запрета на использование определенной технологии, что приводит к необходимости изыскания альтернативной, менее «вредной», но более дорогой.

Канцерогенный риск. В чисто смысловом отношении понятие «риск» тождественно понятию «вероятность неблагоприятного события». Это понятие пришло в радиобиологию, радиоэкологию и радиационную гигиену в связи со случайным характером появления многих эффектов облучения, в том числе и радиационно-индуцированного рака. Случайность в данном случае означает непредсказуемость. Действительно, представим себе, что человек подвергается воздействию излучения в дозе 10^{-2} Зв. В соответствии с принятым методом прогноза канцерогенного риска (линейной беспороговой концепцией) вероятность R появления у этого человека ракового заболевания как эффекта его облучения в эквивалентной дозе H равна:

$$R = k \cdot H,$$

где k - коэффициент риска. Значения коэффициентов риска приведены в НРБ-99.

Ответить на вопрос, появится ли именно у какого-то конкретного человека раковое заболевание в связи с воздействием излучения, невозможно. Можно ли отнести заболевание раком этого человека именно за счет предшествовавшего облучения тоже неизвестно. Если в такой же дозе (0,01 Зв) окажется облученным большой контингент численностью, например, 1 млн. человек, то можно ожидать, что среди них появится 730 раковых заболеваний сверх тех, которые появились бы «спонтанно», т.е. без воздействия излучения. Однако ни сейчас, ни в обозримом будущем ни один метод прогноза не подскажет нам, кто именно из облученной группы людей пострадает от ракового заболевания в связи с воздействием излучения.

Приведенные неопределенности коренятся в том, что процесс канцерогенеза (развития злокачественного новообразования у конкретного индивида) зависит от действия таких факторов, которые неизвестны вовсе либо мы крайне мало знаем о многих сторонах их влияния на этот процесс. Процессы, подчиняющиеся действию таких факторов, называют *случайными*. Соответственно, исход случайного процесса (в данном случае - появление индуцированного ракового заболевания у конкретного индивида) оказывается по определению *случайным событием*. Прогнозируя осуществление случайного события, нельзя быть полностью уверенным ни в заведомом его исполнении, ни в обратном. Можно оценивать только *вероятность* его осуществления. В этом проявляется объективное свойство таких событий как исходы случайных процессов.

Канцерогенный риск воздействия излучения - вероятность того, что в связи с этим воздействием у облученного индивида впоследствии появится индуцированное злокачественное новообразование любого типа. Для конкретного биологического вида канцерогенный риск зависит от дозы излучения, его вида (качества), режима сообщения дозы, пола, возраста, периода наблюдения. При прогнозе канцерогенного риска в интересах практики регламентации облучения людей в качестве количественной меры (показателя) вреда облучения используют суммарный (по всем нозологическим единицам рака) *пожизненный риск*.

Расчет коэффициентов риска при выдаче заключений по радиационно-гигиеническим паспортам. Коэффициент риска равен вероятности возникновения

«стохастических эффектов» (случаев смертельного рака и наследственных эффектов) в течение всей жизни человека, подвергшегося облучению эффективной дозой 1 Зв.

НРБ-99 устанавливает коэффициент риска для населения равным $r_E = 7,3 \cdot 10^{-2}$ случаев /чел.-Зв, т.е. в результате облучения эффективной дозой в 1 Зв тысячи граждан для 73 человек в течение их жизни будут иметь место «стохастические эффекты».

Величины риска для населения согласно рекомендации МКРЗ №103 (по сравнению с 1990 г) приведены в табл. 6.3.

Таблица 6.3. Номинальные коэффициенты риска стохастических эффектов, 10^{-2} (%), Зв⁻¹

Облученная популяция	Рак		Генетика		Всего	
	2007	1990	2007	1990	2007	1990
Все	5,5	6,0	0,2	1,3	5,7	7,3
Взрослые	4,1	4,8	0,1	0,8	4,2	5,6

Для персонала НРБ-99 устанавливает коэффициент риска равный $5,610^{-2}$ случаев/чел.-Зв. Таким образом, для определений индивидуального риска (r) необходимо коэффициент риска (r_E) умножить на годовую индивидуальную дозу (E) в мЗв и поделить на 1000 (деление на 1000 необходимо для перевода мЗв в Зв). При этом индивидуальный риск выражается в числе случаев наступления «стохастических эффектов» в результате облучения человека заданной годовой эффективной дозой (случаев/год):

$$r = r_E \cdot E / 1000 \text{ случаев/год (1).}$$

Аналогично коллективный риск (R) равен произведению коэффициента риска на годовую коллективную эффективную дозу (S_E) чел.-Зв.:

$$R = r_E \cdot S_E \text{ (2).}$$

Пример расчета.

Например, средняя индивидуальная годовая доза (E_A) персонала группы А, численностью (N_A) 1100 чел. условно принята 5,5 мЗв. Средняя индивидуальная годовая доза (E_B) персонала группы Б, численностью (N^B 200 чел. принята 0,8 мЗв.

Годовая эффективная коллективная доза персонала группы А составит:

$$S_{EA} = N_A \cdot E_A / 1000 = 5,5 \cdot 1100 / 1000 = 6,05 \text{ чел.-Зв.}$$

$$S_{EA} = N_A \cdot E_A / 1000 = 5,5 \cdot 1100 / 1000 = 6,05 \text{ чел.-Зв.}$$

Аналогично годовая эффективная коллективная доза персонала группы Б составит:

$$S_{EB} = N_B \cdot E_B / 1000 = 0,8 \cdot 200 / 1000 = 0,16 \text{ чел.-Зв.}$$

Годовая эффективная коллективная доза всего персонала равна сумме этих двух величин и составит в нашем примере:

$$S_{\Gamma} = 6,05 + 0,16 = 6,21 \text{ чел.-Зв.}$$

Средняя индивидуальная годовая эффективная доза всего персонала (E) в мЗв равна отношению его годовой эффективной коллективной дозы в чел.-Зв к численности всего персонала (N), умноженному на 1000 (для перехода от Зв к мЗв):

$$E = 1000 \cdot S_E / N = 1000 \cdot 6,21 / (1100 + 200) = 4,8 \text{ мЗв.}$$

Средний индивидуальный риск персонала (r_n) в соответствии с выражением (1) получается умножением средней индивидуальной годовой эффективной дозы персонала в

мЗв на коэффициент риска для персонала и на 0,001 (для перехода от мЗв к Зв), т.е. в нашем примере:

$$r_n = 0,001 \cdot E \cdot r_E = 0,001 \cdot 4,8 \cdot 5,6 \cdot 10^{-2} = 2,7 \cdot 10^{-4} \text{ случаев/год.}$$

Коллективный риск для персонала (R_n) в соответствии с выражением (2) получается умножением годовой эффективной коллективной дозы персонала на коэффициент риска для персонала:

$$R_n = S_E \cdot r_E = 6,21 \cdot 5,6 \cdot 10^{-2} = 0,3 \text{ случаев/год.}$$

Аналогично вычисляются и риски для населения, проживающего в зоне наблюдения, только при этом используется коэффициент риска для населения (по НРБ-99 - $r_E = 7,3 \cdot 10^{-2}$; по рекомендации №103 МКРЗ - $r_E = 5,7 \cdot 10^{-2}$).

С учетом того, что средняя индивидуальная годовая эффективная доза для населения, проживающего в зоне наблюдения, принята равной 0,02 мЗв, а коллективная - 1,9 чел.-Зв, средний индивидуальный риск для населения, проживающего в зоне наблюдения составит:

$$r_H = 0,001 \cdot 0,02 \cdot 7,3 \cdot 10^{-2} = 1,5 \cdot 10^{-6} \text{ случаев/год.}$$

Коллективный риск:

$$R_H = 1,9 \cdot 7,3 \cdot 10^{-2} = 0,1 \text{ случаев/год.}$$

$$r_H = 0,001 \cdot 0,02 \cdot 5,7 \cdot 10^{-2} = 1,14 \cdot 10^{-6} \text{ случаев/год.}$$

Коллективный риск:

$$R_H = 1,9 \cdot 5,7 \cdot 10^{-2} = 0,11 \text{ случаев/год.}$$

Контрольные вопросы

1. Какие вопросы изучает радиационная экология?
2. Какие источники ионизирующих излучений воздействуют на человека?
3. Какие основные положения необходимо знать при рассмотрении вопросов экологических последствий применения источников ионизирующих излучений?
4. Укажите наиболее опасные радиоактивные элементы, представляющие экологическую опасность для населения.
5. Определите основные радиоактивные изотопы, имеющие большое значение для экологии.
6. Какие коэффициенты риска устанавливают НРБ-99 для населения и персонала, работающего с источниками ионизирующих излучений?
7. Какие экологические последствия могут наблюдаться при выпадении радиоактивных осадков?
8. Определите экологические последствия загрязнений, вызванных атомной промышленностью.
9. Дайте характеристику трем основным типам атомных реакторов.
10. Каким образом проводится радиоэкологический мониторинг?
11. Что обозначает термин «риск воздействия»?
12. При каких условиях возникает риск для здоровья человека, связанный с загрязнением окружающей среды?

13. Дайте характеристику канцерогенному риску, как «вероятности неблагоприятного события».

14. Как проводится расчет коэффициентов риска при выдаче заключений по радиационно-гигиеническим паспортам?

Список литературы

Барсуков О.А., Барсуков К.А. Радиационная экология. - М.: «Научный мир», 2003.

Большаков А.М., Крутько В.Н., Пуцилло Е.В. Оценка и управление рисками влияния окружающей среды на здоровье населения. - М.: «Эдиториал УРСС», 1999.

Ильин Л.А., Кириллов В.Ф., Коренков И.П. Радиационная гигиена - М.: «Медицина», 1999. - 384 с.

Кириллов В.Ф., Архангельский В.И., Коренков И.П. Руководство к практическим занятиям по радиационной гигиене. - М., 2001.

Колыкин А.Е., Рыбальский Н.Г. Радиационная опасность. Что должен знать о ней каждый человек. - М.: «Экологический вестник», 1995. - 47 с.

«Нормы радиационной безопасности (НРБ-99)». - М.: Минздрав России, 1999.

«Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99)». - М.: Минздрав России, 2000.

О расчете рисков при выдаче заключений по радиационно-гигиеническим паспортам. №1100/222-99-112 от 04.02.99. Окружающая среда. Оценка риска для здоровья. Управление риском. - М., 1999.

Онкологическая «цена» тепловой и атомной электроэнергий / Под ред. Л.А. Ильина, И.П. Коренкова. - М.: Медицина, 2001.

Радиационная медицина. Т.Ш. Радиационная гигиена / Под ред. акад. РАМН Л.А. Ильина. - М.: «ИздАТ», 2002.

Руководство по методам контроля за радиоактивностью окружающей среды. - М.: «Медицина», 2002.

Усманов С.М. Радиация. - М.: «Владос», 2001.

Ушаков И.Б. Экология человека опасных профессий. - Москва - Воронеж: Воронежский государственный университет, 2000.

Филлюшкин И.В., Петоян ИМ. Теория канцерогенного риска воздействия ионизирующего излучения. - М.: «Энергоатомиздат», 1998. - 160 с.

Франсуа Рамад. Основы прикладной экологии. Воздействие человека на биосферу: пер. с фран. - Л.: «Гидрометеоиздат», 1991. - С. 385-426.

Царегородцев Г.И., Петленко В.П. Охрана внешней среды как социально-экологическая и гигиеническая проблема // Философские и социально-гигиенические аспекты охраны окружающей среды / Под редакцией Г.И. Царегородцева. - М.: «Медицина», 1996. - С. 9-28.

Ярмоненко С.П. Радиобиология человека и животных: Учеб. для биол. спец. вузов. - 3-е изд., перераб. и доп. - М.: Высш. шк., 1988 - 424 с.

1