

Министерство образования и науки Российской Федерации
Вологодский государственный университет

С.В. Барин
А.Г. Кузьмин

**ОЦЕНКА УРОВНЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ
ИЗЛУЧЕНИЙ В НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ
И АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ**

*Утверждено редакционно-издательским советом ВоГУ
в качестве учебного пособия*

Вологда
2014

УДК 614.8.086.5(075.8)

ББК 5я73

Б 24

Рецензенты:

главный внештатный рентгенолог департамента здравоохранения
Вологодской области, зав. рентгенологическим отделением
Вологодской областной клинической больницы **В.В. Кузис**;
зав. рентгенологическим отделением Вологодской областной
детской больницы **М.А. Сигитов**

Барин, С.В.

Б 24 **Оценка уровня ионизирующих излучений в нормальных условиях и аварийных ситуациях:** учебное пособие / С.В. Барин, А.Г. Кузьмин. – Вологда: ВоГУ, 2014. – 63 с.

Учебное пособие посвящено ионизирующему излучению, его видам, воздействию на организм человека. Приводятся способы оценки и контроля ионизирующих излучений. Особое внимание уделено способам защиты медицинского персонала и населения от источников ионизирующих излучений. Пособие может быть полезно студентам направления 12.03.04 «Биотехнические системы и технологии» при изучении курса «Рентгентехника. Конструкция приборов и основы функционирования», а также студентам и преподавателям других направлений, которые интересуются способами оценки и защиты от ионизирующего излучения.

УДК 614.8.086.5(075.8)

ББК 5я73

© ВоГУ, 2014

© Барин С.В., 2014

© Кузьмин А.Г., 2014

ВВЕДЕНИЕ

Ионизирующие излучения являются наиболее изучаемой частью широкого спектра электромагнитных излучений, встречающихся в природе или генерируемых искусственными источниками, так как:

- известно, что всё живое постоянно подвергается действию естественного радиационного фона (1-2 м³ в/год);
- современные биология, химия, физика и медицина широко используют методы рентгеноструктурного анализа, радиоспектроскопии, лучевой ультрамикрометрии и др.;
- в связи с техногенной деятельностью человека, ядерными взрывами и авариями на АЭС и атомных промышленных предприятиях, а также захоронением радиоактивных отходов радиационный фон во многих регионах планеты значительно вырос.

Оценка уровня ионизирующих излучений проводится для:

- выявления источников излучений;
- заполнения радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий;
- зонирования территорий и категорирования объектов по радиационной безопасности;
- создания и проверки средств защиты от ионизирующих излучений;
- проведения организационно-технических мероприятий.

Оценка уровня ионизирующих излучений проводится и контролируется службами, осуществляющими государственный санитарно-эпидемиологический надзор (Госсанэпиднадзор). До 2004 г. функции Госсанэпиднадзора были отнесены к деятельности Государственной санитарно-эпидемиологической службы Российской Федерации. В соответствии с Указом Президента Российской Федерации от 9 марта 2004 г. № 314 «О системе и структуре федеральных органов исполнительной власти» было упразднено Министерство здравоохранения Российской Федерации, в ведении которого состояла Государственная санитарно-эпидемиологическая служба Российской Федерации, и образована Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека (Роспотребнадзор), одной из функций которой является Госсанэпиднадзор. Роспотребнадзор находится в ведении Министерства здравоохранения и социального развития Российской Федерации.

Знание теории ионизирующих излучений и способов их оценки и контроля необходимо будущим спасателям, чтобы грамотно осуществлять проведение мониторинга, прогнозирование чрезвычайных ситуаций, разведку на местности во время аварийно-спасательных и поисковых работ в условиях

радиоактивного заражения местности, а также выпускникам специальности «Инженерное дело в медико-биологической практике», связанной с обслуживанием и разработкой медицинской техники, для успешного применения ионизирующих излучений как диагностического и терапевтического средства и дальнейшей разработки радиационной терапии.

Студенты в ходе изучения дисциплины «Радиационная и химическая защита» должны приобрести навыки работы с дозиметрическими приборами и выполнения радиационного мониторинга, а также овладеть определенным набором знаний по вопросам дозиметрии ионизирующих излучений, их воздействия на организм человека.

Кроме того, им необходимо умение грамотно работать с нормативно-техническими документами в области радиационной безопасности и контроля.

1. ВИДЫ И ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Ионизирующие излучения – это излучения, которые создаются при радиоактивном распаде, ядерных превращениях, торможении ядерных частиц в веществе и способны прямо или косвенно вызывать ионизацию среды.

Все ионизирующие излучения по своей природе подразделяются на:

- корпускулярные (альфа- и бета-излучение, поток нейтронов, протонов (ядра атомов водорода), дейтронов (ядра атомов дейтерия), тяжелых ионов (ядра атомов других элементов));
- электромагнитные (гамма-, рентгеновское излучения).

Альфа-излучение (α -излучение, α -частицы) представляет собой поток ядер атомов гелия, состоящих из двух протонов и двух нейтронов, испускаемый веществом при радиоактивном распаде или ядерных реакциях.

Бета-излучение (β -излучение, β -частицы) заключается во внутриядерном взаимном превращении нейтрона и протона. Различают три вида бета-распада:

- электронный (β^- -распад) проявляется в вылете из ядра электрона (β^- -частицы);
- позитронный (β^+ -распад) проявляется в образовании позитрона вследствие внутриядерного превращения протона в нейтрон;
- электронный (e -захват) заключается в захвате ядром одного из внутренних электронов атома, в результате чего протон ядра превращается в нейтрон.

Бета-частицы обладают большей проникающей, но меньшей ионизирующей способностью, чем альфа-частицы.

Гамма-излучение (γ -излучение) – это коротковолновое электромагнитное излучение (длина волны менее 10^{-10} м), испускаемое ядрами атомов при изменении их энергетического состояния, а также в процессе аннигиляции позитрона и электрона. Диапазон энергии γ -излучения от 2,6 кэВ до 6,1-7,1 МэВ, энергия аннигиляционных γ -квантов $>0,511$ МэВ. Обладает наибольшей проникающей способностью и относительно слабой ионизирующей способностью.

Рентгеновское излучение (X-лучи) – электромагнитное излучение, испускаемое заряженными частицами (обычно электронами) при торможении в кулоновском поле ядра (тормозное, с непрерывным сплошным спектром) и испускаемое атомом при заполнении вакансий на внутренних электронных оболочках, образованных в результате его взаимодействия с ускоренными электронами (характеристическое, с линейчатым спектром). Рентгеновское излучение занимает область спектра между гамма- и УФ-излучением в пределах длин волн от 10^{-12} до 10^{-7} м. Коротковолновое рентгеновское излучение (жесткое) обладает большей проникающей способностью, чем длинноволновое (мягкое). На рис. 1 приведен спектр электромагнитных излучений.

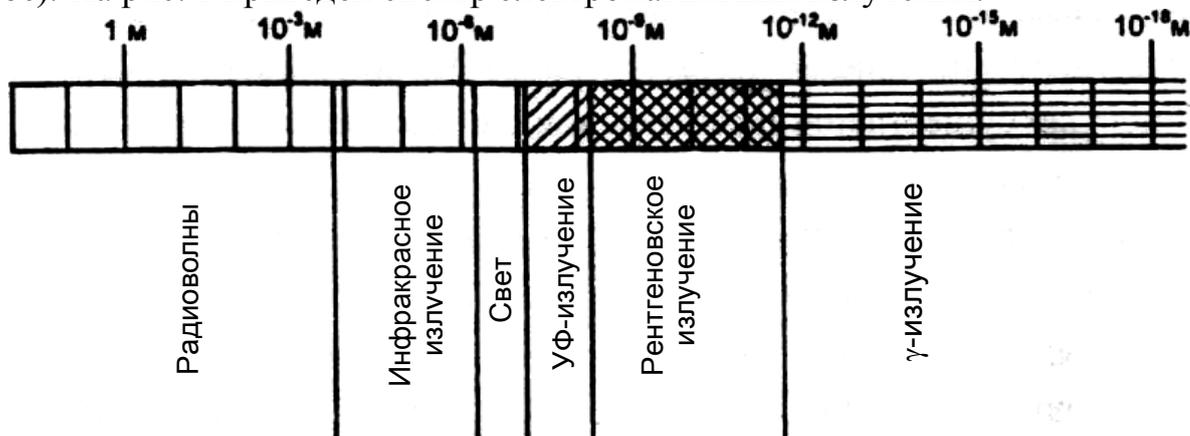


Рис. 1. Спектр электромагнитных излучений

Все источники ионизирующих излучений можно разделить на три группы:

- природные, существующие с момента образования планеты (космическое излучение и естественно-радиоактивные нуклиды, содержащиеся в земной коре и объектах окружающей среды);
- техногенные, образуемые за счет локального изменения распределения естественных источников радиации, что приводит к изменению уровня радиационного воздействия в отдельных регионах или при определенных условиях жизнедеятельности;

- антропогенные – источники радиации, созданные человеком (рентгеновские аппараты, ускорители, ядерные реакторы, термоядерные установки, искусственные радионуклиды).

На основании результатов многочисленных радиобиологических экспериментов в течение нескольких последних десятилетий неоднократно менялась концепция нормирования действия ионизирующих излучений на человека, в том числе на профессионально работающих в условиях воздействия этого потенциально опасного физического фактора. Изменялись не только дозовые пределы, но и величины, характеризующие воздействие этого вида радиации на организм человека.

Введение в действие новых Норм радиационной безопасности (НРБ-99/2009) и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99) было вызвано необходимостью учесть опыт ликвидации катастрофы на Чернобыльской АЭС и потребностью существенного изменения системы обеспечения радиационной безопасности.

Для характеристики источников ионизирующих излучений, полей ионизирующих излучений и взаимодействия ионизирующих излучений с облучаемыми объектами используется множество различных физических величин, предложенных как международными организациями, так и отечественными нормативными документами. Остановимся лишь на важнейших из них.

2. ВЕЛИЧИНЫ, ХАРАКТЕРИЗУЮЩИЕ ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Единицы измерения радиоактивности

Основной величиной, характеризующей радионуклидный источник, является активность радионуклида в источнике.

Активность радионуклида в источнике A - отношение числа спонтанных переходов dN из определенного ядерно-энергетического состояния радионуклида, происходящих в источнике (образце) за интервал времени dt , к этому интервалу времени:

$$A = dN / dt. \quad (1)$$

Единицей измерения активности в Международной системе единиц (СИ) является обратная секунда - s^{-1} (распад в секунду), имеющая специальное название **беккерель (Бк)**.

1 Бк равен активности нуклида в радиоактивном источнике, в котором за время 1 с происходит 1 акт распада.

В практике радиационного контроля используется внесистемная единица активности радионуклида в источнике – **кюри (Ки)**. Соотношение между внесистемной единицей кюри и единицей беккерель: $1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$. Также применяются производные от активности величины: удельная активность источника и объемная активность источника.

Удельная активность источника – отношение активности радионуклида A в источнике (образце) к массе m источника (образца):

$$A_m = A / m. \quad (2)$$

Единица измерения удельной активности источника – **Бк/кг**.

Объемная активность источника - отношение активности радионуклида A в источнике (образце) к его объему V :

$$A_v = A / V. \quad (3)$$

Единица измерения объемной активности источника – **Бк/м³**.

Специфической величиной, производной от объемной активности и используемой для характеристики радона и торона во вдыхаемом воздухе, является *эквивалентная равновесная объемная активность* (ЭРОА) радона (^{222}Rn) и торона (^{220}Rn). ЭРОА – это объемная активность радона (торона), находящегося в равновесии с короткоживущими дочерними продуктами, имеющими то же значение скрытой энергии, что и короткоживущие дочерние продукты данной неравновесной смеси. При этом

$$(\text{ЭРОА})_{\text{Rn}} = f_{\text{Rn}} C_{\text{Rn}}; \quad (4)$$

$$(\text{ЭРОА})_{\text{Tn}} = f_{\text{Tn}} C_{\text{Tn}}, \quad (5)$$

где f_{Rn} , f_{Tn} – коэффициенты равновесия радона и торона с короткоживущими дочерними продуктами их распада; C_{Rn} , C_{Tn} – объемные активности радона и торона.

Дозиметрия ионизирующих излучений

Для характеристики поля излучения используется ряд радиометрических и дозиметрических величин.

Флюенс частиц {фотонов} – отношение числа частиц dN , проникающих в элементарную сферу, к площади центрального сечения dS этой сферы:

$$\Phi = dN/dS. \quad (6)$$

Единица измерения флюенса частиц – **м⁻²**.

Плотность потока частиц - флюенс за единицу времени:

$$\dot{\Phi} = d\Phi/dt. \quad (7)$$

Единица измерения плотности потока частиц – **м⁻² • с⁻¹**.

Экспозиционная доза X - отношение суммарного заряда всех ионов dQ , образованных радиоактивным излучением в массе вещества dm при полном торможении всех заряженных частиц. Определяется по степени ионизации

вещества под воздействием излучения, поскольку ионизацию, характеризующуюся появлением электрического заряда, можно измерить. Экспозиционная доза используется в качестве количественной меры рентгеновского и гамма-излучения.

Иными словами, эта единица определяется как доза рентгеновского или гамма-излучения в воздухе, при которой сопряженная корпускулярная эмиссия на 0,001293 г воздуха производит в воздухе ионы, несущие заряд в 1 эл.-ст. ед. ионов каждого знака. (Здесь 0,001293 г - масса 1 см³ атмосферного воздуха при 0 °С и давлении 760 мм рт. ст.):

$$X = dQ/dm. \quad (8)$$

Единица экспозиционной дозы в системе СИ - **кулон на килограмм (Кл/кг)**. На практике используется также внесистемная единица - **рентген (Р)**. Соотношение между этими единицами $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$;

$$1 \text{ Кл/кг} = 3,88 \cdot 10^3 \text{ Р} = 3876 \text{ Р}.$$

Доза в 1 Р - это такая доза рентгеновского или гамма-излучения, которая создает $2,08 \cdot 10^9$ пар ионов в 1 см³ сухого воздуха при температуре 0 °С и атмосферном давлении 760 мм рт. ст. Таким образом, экспозиционной дозой считается мера ионизационного действия рентгеновского или гамма-излучения, определяемая по ионизации воздуха.

Мощность экспозиционной дозы - приращение экспозиционной дозы в единицу времени - измеряется в системе СИ в **амперах на килограмм (А/кг)**. Однако в большинстве случаев на практике пользуются внесистемными единицами **рентген в секунду (Р/с)** или **рентген в час (Р/ч)**.

В течение нескольких десятилетий экспозиционная доза и ее мощность были по существу единственными величинами, характеризующими ионизирующие излучения. Они наносились на шкалы приборов многочисленных типов. Недостатком использования указанных величин было то, что они являлись характеристиками поля только фотонного излучения и плохо коррелировали с эффектами, возникающими в объектах под действием облучения. В дальнейшем целый ряд величин был введен на основе энергии излучения, передаваемой веществу, находящемуся в радиационном поле. Основными из них являются поглощенная доза и мощность поглощенной дозы.

Поглощенная доза (D, Д) - отношение средней энергии dE , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме (поглощенной в некотором объеме вещества), к массе вещества

dm в этом объеме; т.е. это энергия радиоактивного излучения, поглощенная единицей массы облучаемого вещества или человека:

$$D = dE/dm. \quad (9)$$

Чем продолжительнее время облучения, тем выше значение поглощенной дозы. При одинаковых условиях облучения доза зависит от состава вещества.

Единица поглощенной дозы в системе СИ – Дж/кг, имеющая специальное название **грей (Гр)**. 1 грей - это такая единица поглощенной дозы, при которой 1 кг облучаемого вещества поглощает энергию в 1 джоуль (Дж). Следовательно, $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$.

На практике также применяется внесистемная единица поглощенной дозы – **рад (рад)**. Соотношение между этими единицами: $1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр} = 10 \text{ мГр}$.

Связь экспозиционной и поглощенной доз выражается соотношением:

$$D = fX, \quad (10)$$

где f – переходный коэффициент, для воды и мягких тканей принимается равным 1.

Мощность поглощенной дозы - приращение поглощенной дозы в единицу времени. Характеризуется скоростью накопления дозы и может увеличиваться или уменьшаться во времени. Ее единица в системе СИ - **грей в секунду (Гр/с)** - это такая мощность поглощенной дозы облучения, при которой за 1 с в веществе создается доза облучения 1 Гр. На практике для оценки поглощенной дозы широко используют внесистемные единицы мощности поглощенной дозы - **рад в час (рад/ч)** или **рад в секунду (рад/с)**.

Поглощенная доза может использоваться для характеристики воздействия всех видов ионизирующих излучений в любой точке облучаемого объекта и является основной физической величиной, однако она не может достаточно адекватно оценивать степень биологического действия на живой организм. В случаях, когда реализуются условия облучения в малых дозах, для обеспечения радиационной безопасности введены такие дозиметрические величины, как эквивалентная доза и ее мощность. Они позволяют оценить возможный ущерб здоровью человека.

Эквивалентная (биологическая) доза - понятие, введенное для количественного учета неблагоприятного биологического воздействия различных видов ионизирующих излучений:

$$H = QD, \quad (11)$$

где Q – коэффициент качества излучения.

Коэффициент качества излучения для рентгеновского, гамма- и бета-излучений равен 1.

Эквивалентная доза также может быть рассчитана как произведение средней поглощенной дозы излучения D_m в биологической ткани (R) или органе (7) на взвешивающий коэффициент (весовой множитель) для данного вида излучения w_R :

$$H_{TR} = W_R D_{TR}. \quad (12)$$

Коэффициент качества излучения показывает, во сколько раз эффективность биологического действия данного вида излучения больше, чем рентгеновского или гамма-излучения, при одинаковой дозе излучения в тканях. Для рентгеновского и гамма-излучения данный коэффициент равен 1, для потока нейтронов - в пределах от 3 до 20 в зависимости от энергии, для альфа-частиц - 20 (табл. 1).

Таблица 1

Весовые множители ионизирующих излучений

Вид ионизирующего излучения	Диапазон энергий	Значение
Фотоны	Все энергии	1
Электроны и мюоны	Все энергии	1
Нейтроны	<10 кэВ	5
	10-100 кэВ	10
	100 кэВ-2 МэВ	20
	2-20 МэВ	10
	>20 МэВ	5
Протоны	>2 МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления и другие тяжелые ядра	-	20

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

$$H_T = \sum R H_{TR}. \quad (13)$$

В системе СИ эквивалентная доза измеряется в зивертах (Зв). Внесистемная единица эквивалентной дозы - бэр (биологический эквивалент рентгена): 1 бэр = 0,01 Зв = 10 мЗв. Бэр - поглощенная доза любого излучения. Для гамма-излучений коэффициент качества равен 1, поэтому при таком загрязнении местности 1 Зв = 1 Гр; 1 бэр = 1 рад; 1 рад = 1 Р.

Мощность эквивалентной дозы - отношение приращения эквивалентной дозы за единицу времени, выражается в зивертах в секунду (Зв/с). Поскольку время пребывания человека в поле облучения при допустимых уровнях измеряется, как правило, часами, предпочтительно выражать мощность эквивалентной дозы в микрозивертах в час (мкЗв/ч).

Органы и ткани человека обладают различной радиоактивной чувствительностью, поэтому для оценки эффекта облучения всего организма используется понятие *эффективной дозы* $H_{эф}$.

Эффективная доза – основная дозиметрическая величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека или отдельных органов с учетом их радиоактивной чувствительности. Для оценки ущерба здоровью человека за счет различного влияния облучения на разные органы (в условиях равномерного облучения всего тела) введено понятие эффективной эквивалентной дозы.

Эффективная доза - сумма произведений эквивалентных доз, полученных каждым органом (H_T), на соответствующий взвешивающий тканевой коэффициент для данного органа или ткани w_T :

$$H_{эф} = \sum R H_T.$$

Единица измерения - зиверт (Зв). В НРБ-99/2009 устанавливаются следующие значения взвешивающих коэффициентов w_T для тканей и органов при расчете эффективной дозы ($\sum w_T = 1$):

Гонады	0,20
Костный мозг	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Молочные железы	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Поверхность костей	0,01
Прочие органы	0,05

Эффективная доза является величиной, которая не может быть непосредственно измерена дозиметрическими приборами, она рассчитывается достаточно сложным образом с весьма невысокой точностью. Поэтому в соответствии с требованиями МКРЕ, а затем и отечественных нормативных документов был введен ряд новых дозиметрических величин, получивших название эквидозиметрических. Основной их них является эквивалент дозы.

Эквивалент дозы - произведение поглощенной дозы в данном элементе объема биологической ткани стандартного состава D на средний коэффициент качества ионизирующего излучения k в этом элементе объема:

$$H = Dk. \tag{14}$$

С помощью безразмерного коэффициента качества учитывается различие в биологическом действии разных видов излучения. Значения коэффициента качества регламентируются эмпирически устанавливаемой по радиобиологическим и эпидемиологическим данным зависимостью от линейной передачи энергии (ЛПЭ).

Коэффициент качества излучения определен МКРЗ:

$$\begin{aligned} \text{- при } L \leq 10 & \quad K(L) = 1 \\ \text{- при } 10 < L < 100 & \quad K(L) = 0,32 L^{-2,2}; \\ \text{- при } L \geq 100 & \quad K(L) = 300/\sqrt{L}, \end{aligned}$$

где L - ЛПЭ, кэВ/мкм.

Поглощенную дозу и эквивалент дозы нельзя определить в поле излучения без предварительного внесения в него объекта определенного размера и формы с указанием, в какой точке объекта определяются эти величины.

Индивидуальный эквивалент дозы $H_p(d)$ - эквивалент дозы в мышечной биологической ткани, определяемый на глубине d (в мм) под рассматриваемой точкой на теле человека.

Согласно заключению МКРЗ, проявление воздействия ионизирующих излучений на человека может наступать при эквивалентных дозах не менее 1,5 Зв/год (150 бэр/год), а в случаях кратковременного облучения - при дозах свыше 0,5 Зв (бэр). При однократном облучении в 5,0 Зв возникает острая лучевая болезнь; облучение свыше 6,0 Зв приводит к 100 %-му смертельному исходу.

Коллективная эффективная эквивалентная доза S используется для оценки ущерба здоровью персонала и населения от отдаленных стохастических эффектов, вызванных действием ионизирующих излучений:

$$S = \int_0^{\infty} E \frac{dN}{dE} dE, \quad (15)$$

где N - число лиц, получивших индивидуальную эффективную эквивалентную дозу E .

Единицей коллективной дозы является **человеко-зиверт (чел.-Зв)**.

Интегральная доза I - количество энергии, поглощенной в облучаемом объеме. Единица в системе СИ - **Гр • кг**, внесистемная единица - **рад • г**.

Единицы мощности интегральной дозы ватт (Вт) и рад • г / с.

Основные дозиметрические величины и единицы их измерения представлены в табл. 2.

Таблица 2

Дозиметрические величины и единицы их измерения

Величина	Система единиц измерения		Соотношения между единицами
	СИ	СГС	
Активность радионуклида A	беккерель (Бк, Вq)	кюри (Ки, Ci)	1 Бк = 1 распад/с; 1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк; 1 Бк = $2,7 \cdot 10^{-11}$ Ки
Экспозиционная доза X	кулон на килограмм (Кл/кг С/kg)	рентген (Р, R)	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг; 1 Кл/кг = $3,88 \cdot 10^3$ Р
Поглощенная доза D	грей (Гр, Gy)	рад (rad)	1 Гр = 100 рад; 1 рад = 10^{-2} Дж/кг = 10^{-2} Гр
Эквивалентная доза H	зиверт (Зв, Sv)	биологический эквивалент рентгена (бэр, rem)	1 Зв = 100 бэр; 1 бэр = 10^{-2} Зв
Интегральная доза I	грей-килограмм (Гр-кг, Gy·kg)	рад-грамм (рад·г, rad·g)	1 радг = 10^{-5} Гр·кг; 1 Гр·кг = 105 рад·г
Мощность экспозиционной дозы	ампер на килограмм (А/кг)	рентген в секунду (Р/с)	1 Р/с = $2,58 \cdot 10^{-4}$ А/кг, 1 А/кг = $3,88 \cdot 10^3$ Р/с
Мощность поглощенной дозы	грей в секунду (Гр/с)	рад в секунду (рад/с)	1 Гр/с = 100 рад/с; 1 рад/с = 10^{-2} Гр/с
Мощность показателя эквивалентной дозы	зиверт в секунду (Зв/с)	бэр	1 Зв/с = 100 бэр/с
Мощность эквивалентной дозы	ватт на килограмм (Вт/кг)	бэр в секунду (бэр/с)	1 бэр/с = 10^{-2} Зв/с; 1 бэр/с = 10^{-2} Вт/кг

3. ВОЗДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

Человек может подвергаться внешнему и внутреннему облучениям.

Уровень внешнего воздействия существенно зависит от времени пребывания в зоне воздействия излучения. Внешнее облучение альфа и бета-частицами возможно при контакте с открытыми участками тела, загрязнении кожных покровов радиоактивными веществами.

При внутреннем облучении радиоактивные вещества поступают в организм человека ингаляционно или перорально. В зависимости от вида радионуклида происходит их избирательное накапливание в определенных органах (например, цезия – в мышцах; радия, стронция, фосфора – в костной ткани; полония – в селезенке, почках; натрия – равномерно по всему организму).

Время нахождения радиоактивных элементов в организме зависит от их способности участвовать в обменных процессах, а время выведения определяется эффективным периодом полувыведения.

Основные особенности биологического действия ионизирующих излучений на организм человека заключаются в следующем:

1) ионизирующие излучения не ощущаются человеком в момент воздействия. Органы чувств человека не воспринимают ионизирующие излучения;

2) видимые поражения биологического организма и недомогания, характерные для лучевой болезни, появляются спустя некоторое время, называемое инкубационным периодом;

3) действие малых доз радиации может суммироваться или накапливаться, этот эффект называется кумуляцией. Действие ионизирующих излучений на организм человека разделяется на соматическое (на организм в целом) и генетическое (на генный аппарат клетки);

4) степень воздействия зависит от многих факторов: дозы и типа излучения, продолжительности и периодичности облучения участка тела или органа, а также индивидуальной чувствительности человека.

Биологическое действие радионуклидов на живой организм начинается на клеточном уровне и выражается в изменении хромосом (хромосомные aberrации). Возможно протекание в организме прямых и косвенных разрушений.

В качестве результата воздействия ионизирующих излучений могут выступать два эффекта: детерминированные пороговые эффекты (лучевая болезнь, лучевой ожог, лучевая катаракта, лучевое бесплодие) и стохастические (вероятные) безпороговые эффекты (доброкачественные и злокачественные новообразования).

Различные органы человека и биологические ткани имеют разную радиоактивную чувствительность. Установлено, что:

- во-первых, ткани, клетки которых активно делятся, более подвержены действию радиации, чем ткани с неделяющимися клетками. Поэтому мышцы, мозг, соединительные ткани у взрослых организмов достаточно устойчивы к воздействию ионизирующих излучений. Клетки костного мозга, зародышевые клетки, клетки слизистой оболочки кишечника являются наиболее уязвимыми. Наибольшее деление клеток происходит в растущем организме, а следовательно, воздействие ионизирующих излучений на детский организм особенно опасно. Влияние облучения на плод может привести к рождению неполноценного потомства, самый опасный период – 8-15 недели беременности женщины, поскольку именно в это время происходит закладка органов будущего человека;

- во-вторых, радиочувствительность биологической ткани обратно пропорциональна специализации клеток, из которых она состоит. Соответственно радиочувствительность органов зависит не только от радиочувствительности тканей, которые составляют орган, но и от его функций.

Так, например, в отношении структурных повреждений *нервная ткань* принадлежит к достаточно устойчивым, так как нервные клетки слабо подвержены воздействию ионизирующих излучений. Но в функциональном отношении нервная ткань наиболее радиочувствительна, поскольку самые ранние реакции организма на общее облучение проявляются в расстройстве подвижности и уравновешенности процессов возбуждения и торможения в нервной системе. У взрослого человека самым уязвимым является красный костный мозг, вырабатывающий клетки крови – лейкоциты, в обновлении которых организм нуждается постоянно.

Наиболее чувствительным органом грудной клетки являются легкие. Радиационные пневмониты сопровождаются потерей эпителиальных клеток, выстилающих дыхательные пути, воспалением дыхательных путей и кровеносных сосудов. Указанные эффекты могут вызвать легочную недостаточность и даже гибель организма в течение нескольких месяцев после облучения грудной клетки.

Относительно высокой радиоактивной чувствительностью обладают клетки волосяных фолликулов.

В системе органов пищеварения при одноразовом равномерном облучении наиболее радиоактивно чувствительной является печень, затем в порядке убывания чувствительности идут поджелудочная железа, кишечник, желудок, пищевод, слюнные железы, язык, полость рта.

Следует отметить, что в основе механизма биологического воздействия радиации лежат химические процессы в клетках организма после облучения.

Под воздействием ионизирующих излучений происходит ионизация молекул воды в организме (тело человека содержит примерно 75 % воды). Ионизированные подобным образом молекулы воды не выводятся из тканей организма, а подвергаются радиолизу. Свободные радикалы OH^\bullet и H^+ представляют собой очень активные окислители. В результате реакций окисления они разрушают белки живых клеток, вызывают химическую модификацию молекул, необходимых для нормального функционирования клеток. Такие процессы приводят к повреждениям генетического аппарата, мембран и других структур клеток, в конечном итоге нарушаются функции всего организма в целом.

Радиологические эффекты по времени их появления подразделяют на:

- непосредственные (ближайшие), происходящие в течение короткого времени (не более 1 месяца) после облучения;
- отдаленные, возникающие по истечении длительного срока (годы) после него.

Непосредственные эффекты объединяют общим термином «детерминированные» – клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующими излучениями, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше – тяжесть эффекта зависит от дозы.

Указанные детерминированные эффекты всегда обусловлены гибелью большого числа клеток красного костного мозга, слизистой кишечника, кожи. (Примеры детерминированных эффектов: радиационный ожог, острая лучевая болезнь, хроническая лучевая болезнь, угнетение кроветворения, помутнение хрусталика.)

Стохастические эффекты – вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующими излучениями, не имеющие дозового порога возникновения. Вероятность их проявления пропорциональна дозе, а тяжесть не зависит от нее.

К стохастическим эффектам относят онкологические заболевания, возникающие вследствие облучения, наследственные генетические заболевания, сокращение продолжительности жизни. Следует отметить, что с увеличением дозы нарастает только вероятность возникновения стохастических эффектов, а не тяжесть их проявления.

4. НОРМИРОВАНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ В НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ И АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ

Согласно НРБ-99/2009, существуют следующие требования к защите человека:

1. Ограничение природного облучения. Эффективная доза, обусловленная суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. При содержании природных и техногенных радионуклидов в питьевой воде, содержащих эффективную дозу более 0,1 мЗв за год, требуется проведение мероприятий по снижению радиоактивности.

2. Ограничение природного облучения в производственных условиях. Эффективная доза облучения природными источниками излучения всех работников, включая персонал, в производственных условиях (любые профессии и производства) не должна превышать 5 мЗв в год.

3. Ограничение техногенного облучения в нормальных условиях (нормальных условиях эксплуатации). Годовая доза облучения не должна превышать основные пределы доз (табл. 3). НРБ-99/2009 установлены следующие категории для лиц, подвергающихся облучению:

- персонал, то есть лица, работающие с техногенными источниками (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б);
- все население, включая лиц из персонала вне сферы и условий производственной деятельности.

Таблица 3

Основные пределы доз (ПД)

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

* Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам. ** ***Основные ПД, как и все остальные допустимые уровни облучения персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А. В НРБ-99/2009 все значения для категории «персонал» приводятся только для группы А.

*** Относится к дозе на глубине 300 мг/см²¹

**** Относится к среднему по площади 1 см² значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см² под покровным слоем толщиной 5 мг/см². На ладонях толщина покровного слоя - 40 мг/см². Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усредненного облучения любого 1 см² площади кожи этот предел не будет превышен. ПД при облучении кожи лица обеспечивает непревышение ПД на хрусталик от бета-частиц.

Основные ПД облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучений, а также дозы, полученные вследствие радиационных аварий. На эти виды облучений устанавливаются специальные ограничения. При одновременном воздействии на человека источников внешнего и внутреннего облучений годовая эффективная доза не должна превышать ПД, указанных в табл. 3.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) - 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв. Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года необходимо рассматривать как потенциально опасное.

4. В случае возникновения аварии должны быть приняты практические меры для восстановления контроля над источником излучения и сведения к минимуму доз облучения, количества облученных лиц, радиоактивного загрязнения окружающей среды, экономических и социальных потерь. При радиационной аварии или обнаружении радиоактивного загрязнения ограничение облучения осуществляется защитными мероприятиями, применимыми, как правило, к окружающей среде и (или) к человеку (табл. 4).

Таблица 4

Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии

Меры защиты	Предотвращаемая доза за первые 10 сут, мГр			
	На все тело		Щитовидная железа, легкие, кожа	
	Уровень А	Уровень Б	Уровень А	Уровень Б
Укрытие	5	50	50	500
Йодная профилактика:				
взрослые	-	-	250*	2500*
дети	-	-	100*	1000*
Эвакуация	50	500	500	5000

*Только для щитовидной железы.

Защитные мероприятия также должны проводиться, если мощность эффективной дозы гамма-излучения в помещениях превышает мощность дозы на открытой местности более чем на 0,2 мкЗв/ч. Вопрос о переселении людей из жилья рассматривается, когда практически невозможно снизить мощность этой дозы до значений 0,6 мкЗв/ч.

Понятие предельно допустимой дозы (ПДД) интерпретируется как наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за год, которое при

равномерном воздействии в течение 50 лет не вызовет неблагоприятных изменений в состоянии здоровья.

Предел дозы – предельная эквивалентная доза в среднем за год, регламентирующая облучение группы населения. ПД контролируется путем измерения радиоактивных выбросов, а также мощности дозы внешних потоков излучения и уровней радиоактивной загрязненности объектов окружающей среды. Следует отметить, что ПД несет в себе очень малую степень риска.

Облучение населения, проживающего вблизи радиационно опасных объектов, регламентируется ведомственными нормами радиационной безопасности, согласующимися с международными рекомендациями МКРЗ и национальными правилами.

В частности, население, проживающее вблизи АЭС, в соответствии с санитарными правилами СП АС-03 может быть облучено в дозе, не превышающей для действующих АЭС 0,25 мЗв/год (для проектируемых и строящихся АЭС установлена квота 0,1 мЗв/год).

Радиационное воздействие на население со стороны АЭС может формироваться за счет:

- газоаэрозольных поступлений в атмосферу;
- радиоактивных веществ, попадающих с жидкими отходами в водоем-охладитель.

Поэтому дозовая квота для населения делится на две составляющие: одна определяет допустимое радиационное воздействие от радионуклидов газоаэрозольного выброса (0,20 мЗв/год), вторая - от радионуклидов, попавших в воду (0,05 мЗв/год).

Поскольку организовать ИДК населения (в отличие от персонала радиационно опасного объекта) на практике трудно, для того чтобы гарантировать радиационную безопасность (не превышать ПД), ограничивают радиоактивные выбросы в атмосферу и слив в водоемы технологических сред. Структурная схема, на основе которой проводятся расчеты ПДВ и ДС в водоемы, приведена на рис. 2.

Для выполнения расчетов по приведенной схеме необходимо знать пути миграции радионуклидов в элементах наземных экосистем и гидробиоценозе водоема, спектр питания населения, его поведение в районе радиационно опасного объекта и т.п. Расчет проводится, как правило, для критической группы населения ближайшего к радиационно опасному объекту НП, расположенного в направлении наиболее вероятного направления ветра.

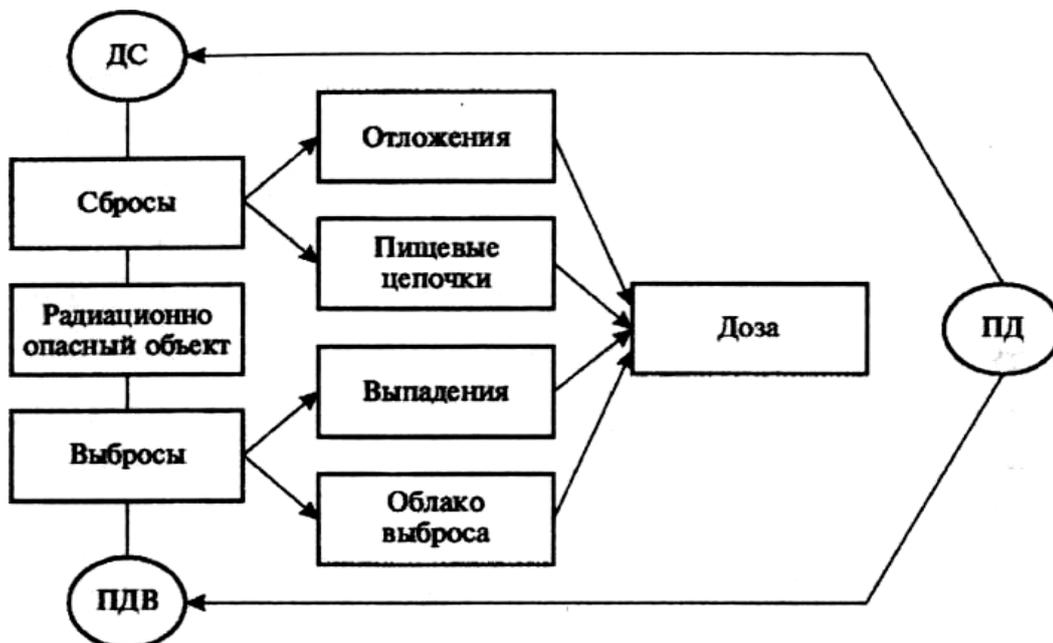


Рис. 2. Схема расчетов предельно допустимых выбросов в атмосферу и сбросов в водоем-охладитель

Перечень указанных ранее измеряемых параметров радиационной обстановки, включающий мощность дозы излучения, концентрации радионуклидов в окружающей среде, поверхностное загрязнение объектов, с учетом приведенных соображений следует дополнить еще двумя контролируруемыми параметрами: количеством выбрасываемых в атмосферу радиоактивных веществ за определенный промежуток времени (обычно за сутки) и количеством сливаемых с радиоактивными отходами радиоактивных веществ в водоемы (тоже за сутки).

Оба эти параметра должны строго нормироваться. При этом принимаются во внимание характер используемой на радиационно опасном объекте технологии, состав выбросов и сбросов, а также другие факторы, о которых уже упоминалось.

Поскольку действующими нормами радиационной безопасности предусматривается реализация таких принципов радиационной безопасности, как непревышение установленного основного дозового предела, исключение необоснованного облучения и снижение дозы излучения до наиболее низкого предела, то в отношении газоаэрозольных радиоактивных выбросов и сбросов радиоактивных веществ с жидкими отходами обычно для радиационно опасных объектов устанавливаются меньшие контрольные значения выброса и сброса, чем ПДВ и ДС.

Непосредственная задача контроля радиационно опасных объектов состоит в получении информации об активности газоаэрозольных выбросов и жидких сбросов, на основании которой можно было бы сделать прогноз радиационной обстановки в окружающей среде.

5. РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКИЙ ПАСПОРТ

Оценка радиационной безопасности проводится на основе анализа основных показателей, к которым относятся:

- индивидуальные и коллективные эффективные дозы облучения персонала и населения от всех источников ионизирующего излучения;
- число лиц из населения и персонала, годовые эффективные или эквивалентные дозы которых превышают установленные дозовые пределы;
- уровни радиоактивного загрязнения окружающей среды;
- количество радиационно-обусловленных заболеваний;
- количество радиационных аварий и их последствий;
- вероятность радиационных аварий и готовность к ликвидации их возможных последствий.

Обязанности территориальных центров Госсанэпиднадзора:

- осуществлять контроль за достоверностью и полнотой информации, содержащейся в радиационно-гигиенических паспортах;
- давать письменное заключение по состоянию радиационной безопасности в организациях и на территории;
- оценивать риск возникновения стохастических эффектов у лиц из персонала и населения, эффективность проведенных мероприятий по улучшению радиационной обстановки;
- давать рекомендации по основным защитным мероприятиям на последующий период (год).

Радиационно-гигиенические паспорта являются основными документами, характеризующими состояние радиационной безопасности организаций и территорий.

Радиационно-гигиенические паспорта организаций и территорий вводятся в соответствии со ст. 13 Федерального закона Российской Федерации «О радиационной безопасности населения», Постановлением Правительства Российской Федерации от 28 января 1997 г. № 93 и Постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 25 сентября 1997 г. № 22.

Методика и особенности заполнения отдельных пунктов (разделов) радиационно-гигиенических паспортов изложены в МУ-177-112 «Порядок заполнения и ведения радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий», утвержденных заместителем Главного государственного санитарного врача Российской Федерации 30 декабря 1997 г.

Цель ежегодного заполнения (ведения) радиационно-гигиенических паспортов - оценка воздействия радиационного фактора на население, необ-

ходимая для планирования и проведения мероприятий по совершенствованию радиационной безопасности.

При заполнении паспортов следует руководствоваться информацией, полученной из материалов радиационного контроля, осуществляемого службой радиационной безопасности организации либо лицом, ответственным за радиационный контроль, а также из официальных данных измерений (исследований), выполненных силами других аккредитованных в установленном порядке организаций.

Радиационно-гигиенический паспорт организации

Радиационно-гигиенический паспорт организации ведется во всех организациях, где проводятся работы с использованием техногенных источников ионизирующего излучения, на которые распространяется действие НРБ-99/2009.

Медицинские учреждения, выполняющие рентгенорадиологические диагностические исследования, в паспорт заносят данные о количестве проведенных флюорографических, рентгенографических, рентгеноскопических и радионуклидных исследований.

Радиационно-гигиенический паспорт организации заполняется лицом, ответственным за радиационную безопасность, назначенным приказом по организации, подписывается ее руководителем и заверяется печатью.

Паспорт составляется в 4 экземплярах, выполняется в компьютерной версии, а представляется на стандартных листах бумаги формата А4 и электронном носителе.

Подписанный лицом, ответственным за радиационную безопасность, и руководителем организации паспорт ежегодно, не позднее 20 января года, следующего за отчетным, представляется в территориальный центр Госсанэпиднадзора, который выдает заключение, подписанное главным государственным санитарным врачом по субъекту Российской Федерации и скрепленное печатью.

Затем в срок не позднее 20 февраля года, следующего за отчетным, с этим заключением должен быть ознакомлен руководитель организации, на подпись которого ставится печать организации. Оформленный таким образом паспорт направляется (по одному экземпляру в каждый адрес) в администрацию территории субъекта Российской Федерации, в территориальный орган Госсанэпиднадзора и ведомственную службу радиационной безопасности. Один экземпляр радиационно-гигиенического паспорта остается в администрации организации.

В радиационно-гигиенических паспортах организации приводятся:

1. Среднегодовая мощность эквивалентной дозы внешнего излучения от всех источников на границе СЗЗ (в мЗв/ч) по данным измерений, произведенных в различных точках на границе этой зоны в течение года по регламенту контроля, установленному проектной документацией и согласованному с территориальным центром Госсанэпиднадзора.

2. Среднегодовая объемная (удельная) активность радионуклидов в воздухе, воде открытых водоемов СЗЗ. Определяется на основании усредненных за год данных соответствующих измерений, проводимых по установленному в организации и согласованному с территориальными надзорными органами регламенту контроля.

3. Величины, характеризующие дозы облучения персонала и населения (в том числе пациентов медицинских учреждений). Должны быть получены на основе анализа данных радиационного контроля, проводимого в организации в соответствии с требованиями нормативных документов.

4. Оценки средней индивидуальной и коллективной годовых эффективных доз облучения отдельно для персонала групп А и Б.

5. Значения средней индивидуальной и коллективной годовых эффективных доз, характеризующих вклад радиоактивных выбросов и сбросов организации по результатам своей текущей деятельности (без радиационных аварий) в текущем году в годовую дозу облучения населения, проживающего в ЗН. Определяются по результатам мониторинга содержания радионуклидов в объектах окружающей среды и измерения мощности дозы в воздухе и/или с помощью расчетных моделей.

Расчетные модели применяются для расчета дозы у населения от деятельности организации при недостатке данных мониторинга окружающей среды и/или при уровнях ее радиоактивного загрязнения ниже чувствительности применяемой аппаратуры. Для расчета по моделям используются данные о выбросах и сбросах радионуклидов при деятельности организации в отчетном году.

6. Оценка эффективности мероприятий, направленных на обеспечение выполнения санитарно-гигиенических нормативов в области радиационной безопасности, т. е. на снижение индивидуальных и коллективных доз облучения, предотвращение случаев превышения установленных основных дозовых пределов и контрольных уровней, снижение уровней радиоактивных выбросов и сбросов, уменьшение вероятности радиационных аварий и аварийных ситуаций и пр.

Оценка эффективности мероприятий должна по возможности основываться на анализе динамики количественных показателей радиационной безопасности за последние 2-3 года.

7. Число случаев аварийных ситуаций и радиационных аварий, имевших место в отчетном году. К аварийным ситуациям относятся любые случаи потери управления источником, которые могли бы привести к незапланированному облучению людей или радиоактивному загрязнению окружающей среды, превышающему установленные нормативы.

При инцидентах и авариях на ядерных энергетических установках указываются их уровни в соответствии с международной шкалой INES, которая включает 7 уровней. При авариях на других объектах их уровень определяется по заключению комиссии, проводившей расследование аварии.

8. Наличие в организации планов мероприятий по ликвидации последствий радиационных аварий, дата их согласования с органами государственного надзора и дата утверждения их администрацией организации.

Кроме того, приводятся данные о наличии и достаточности в организации СИЗ, дезактивирующих растворов, аварийных дозиметров и средств первой медицинской помощи на случай возникновения радиационной аварии (с отметками *имеются; имеются, но в недостаточном количестве; отсутствуют*).

9. Заключение территориального центра Госсанэпиднадзора с оценкой достаточности представленных данных о состоянии радиационной безопасности персонала организации и лиц из населения, проживающих в ЗН. Дается также оценка индивидуального и коллективного рисков возникновения стохастических эффектов у лиц этих категорий в соответствии с требованиями НРБ-99/2009.

Риск стохастических последствий для персонала принимается равным $5,6 \cdot 10^{-2}$, а для населения $7,3 \cdot 10^{-2}$ случаев на 1 чел.-Зв. Для получения значений коллективного риска коллективная доза персонала и населения умножается на соответствующие значения коэффициентов риска. Для определения индивидуального риска средняя индивидуальная годовая эффективная доза умножается на эти же значения риска и делится на 1000 (коэффициент перехода от миллизивертов к зивертам).

Оценка радиационной безопасности в организации дается по трехбалльной шкале:

- *хорошая* - объект полностью соответствует требованиям действующих нормативных актов;
- *удовлетворительная* - отмечены несущественные нарушения регламентов, не приведшие к переоблучению персонала и населения, сверхнормативному загрязнению окружающей среды;
- *неудовлетворительная* - отмечены существенные нарушения нормативных актов по радиационной безопасности.

При необходимости формулируются основные предложения территориального органа Госсанэпиднадзора по повышению уровня радиационной безопасности и устанавливаются сроки их реализации.

Радиационно-гигиенический паспорт территории

Радиационно-гигиенический паспорт территории составляется и ведется во всех субъектах Российской Федерации. Паспорт заполняется должностным лицом, назначенным распоряжением администрации данной территории, ответственным за состояние радиационной безопасности населения, и подписывается руководителем администрации территории или его заместителем. Радиационно-гигиенический паспорт территории составляется в 3 экземплярах.

Подписанный должностным лицом администрации территории паспорт ежегодно не позднее 1 марта года, следующего за отчетным, направляется в территориальный центр Госсанэпиднадзора, который дает заключение, подписанное главным государственным санитарным врачом субъекта Российской Федерации и скрепленное печатью.

Не позднее 30 марта года, следующего за отчетным, паспорт с заключением территориального органа Госсанэпиднадзора передается на ознакомление руководителю администрации субъекта Российской Федерации. Подпись руководителя администрации или его заместителя на нем скрепляется печатью. Один экземпляр полностью оформленного паспорта администрация территории направляет в Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора. По одному экземпляру паспорта остается в администрации субъекта РФ и территориальном органе Госсанэпиднадзора.

Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора проводит анализ и обобщение данных, содержащихся в радиационно-гигиенических паспортах, и направляет в Минздравсоцразвития России сводную информацию о состоянии радиационной безопасности в Российской Федерации, а также проект радиационно-гигиенического паспорта Российской Федерации за отчетный период.

В радиационно-гигиенических паспортах территорий приводятся:

1. Обобщенные данные радиационно-гигиенических паспортов организаций; информация о состоянии радиационной безопасности населения территории, получаемая территориальными службами, осуществляющими плановый систематический или периодический контроль за радиационной обстановкой; результаты измерений других аккредитованных лабораторий радиационного контроля; данные работ, выполненных силами научно-исследовательских учреждений системы Госсанэпиднадзора.

2. Сведения обо всех расположенных на территории организациях, в которых ведутся работы с использованием источников ионизирующего излу-

чения. При этом организации следует сгруппировать по видам использования источников ионизирующего излучения: промышленные и исследовательские ядерные реакторы, ускорители, мощные радиоизотопные установки, дефектоскопы, медицинское оборудование, пр. После каждого вида деятельности указывается число организаций, отнесенных к данному виду деятельности, по учетным данным органов Госсанэпиднадзора.

3. Общая характеристика объектов, использующих источники ионизирующих излучений, составляемая по отраслям (промышленные, медицинские, научные, учебные, прочие) и численности персонала групп А и Б. Указывается число и перечень объектов, имеющих неудовлетворительную оценку радиационной безопасности, приводятся обобщенные данные паспортов организаций, расположенных на территории.

4. Данные о плотности радиоактивного загрязнения почвы на основании официальных данных Росгидромета. Допускается использование данных оперативного анализа плотности загрязнения почвы, проводимого территориальными органами Госсанэпиднадзора в порядке выборочного контроля, и результатов измерений аккредитованных лабораторий радиационного контроля.

В паспорт территории заносятся минимальное, среднее и максимальное значения плотности загрязнения почвы цезием-137, стронцием-90, плутонием-239 (в Бк/м²) и, при необходимости, другими радионуклидами.

5. Объемная активность радиоактивных веществ в атмосферном воздухе на основании данных измерения содержания радиоактивных веществ в атмосферном воздухе НП и воздухе жилых и общественных зданий, осуществляемого органами Росгидромета, Роспотребнадзора или другими аккредитованными лабораториями.

В паспорт следует заносить средние за год значения объемной активности радионуклидов в атмосферном воздухе (в Бк/м³).

6. Средние по территории значения удельной активности радионуклидов в воде открытых водоемов, используемых для питьевого водоснабжения, хозяйственно-бытовых нужд, рыболовства или орошения (в Бк/кг). Также указываются минимальные, средние и максимальные значения удельной активности радионуклидов (в Бк/кг) в питьевой воде из поверхностных и подземных источников питьевого водоснабжения по данным лабораторий организаций, осуществляющих водоснабжение населения, а также по данным территориальных органов Госсанэпиднадзора.

7. Средние значения удельной активности радионуклидов в основных видах пищевых продуктов местного производства и привозных продуктов (молоко, мясо и мясопродукты, хлеб и зернопродукты, листовые овощи, кар-

тофель и корнеплоды и другие) по данным радиологической службы Роспотребнадзора и территориальных центров Госсанэпиднадзора.

8. Данные о минимальном, среднем и максимальном значениях эффективной удельной активности природных радионуклидов в строительных материалах, изготовленных из местного сырья и поступивших из других регионов.

9. Число локальных радиационных аномалий и загрязнений, не связанных с радиационными авариями, зарегистрированными в отчетном году, а также их краткая характеристика: местонахождение, площадь, радионуклидный состав и уровень загрязнения (в Бк/м²).

10. Оценка медицинского облучения населения территории. Осуществляется по числу проведенных в отчетном году профилактических и диагностических рентгенорадиологических исследований (количество флюорографических, рентгенографических, рентгеноскопических и радионуклидных исследований).

При наличии объективных данных по конкретным дозам облучения пациентов в рентгенологических кабинетах и радиодиагностических лабораториях каждого медицинского учреждения следует использовать их для получения значений коллективных доз облучения населения территории от каждого вида медицинских процедур.

При отсутствии таких данных допускается использовать приближенные значения средней эффективной дозы за одно исследование: 0,8 мЗв для флюорографии; 0,4 мЗв для рентгенографии; 10 мЗв для рентгеноскопии; 5 мЗв для радионуклидных исследований. Коллективная доза облучения населения территории от каждого вида медицинских процедур в этом случае получается путем умножения средней эффективной дозы за одну процедуру на количество процедур. Для перевода полученной величины в человеко-зиверты ее необходимо поделить на 1000.

11. Годовая эффективная доза персонала на основе данных радиационно-гигиенических паспортов организаций, которые расположены на территории. Для получения значения коллективной дозы облучения персонала, работающего с источниками ионизирующего излучения на территории, за отчетный год необходимо суммировать значения (в чел.-Зв) коллективных доз облучения персонала всех организаций.

Для нахождения значения средней эффективной дозы облучения для персонала групп А и Б необходимо значения соответствующих коллективных доз разделить на общую численность персонала этих групп.

12. Данные о структуре годовой коллективной дозы населения, проживающего на территории, за счет всех основных видов облучения.

13. Оценка эффективной дозы облучения населения природными источниками ионизирующего излучения. Причем оцениваются дозы от всех составляющих: космического излучения, гамма-излучения земных пород и строительных конструкций, внутреннего облучения за счет поступления природных радионуклидов с продуктами питания и водой, облучения за счет ингаляции изотопов радона, торона и их короткоживущих дочерних продуктов. Основной вклад в эффективную дозу облучения населения природными источниками вносят радон и его короткоживущие продукты.

14. Годовая коллективная доза облучения всего населения территории, обусловленная радиационными авариями, произошедшими в отчетном году. В случае радиационных аварий индивидуальные дозы жителей территории должны быть определены согласно специальным методическим документам, разработанным применительно к условиям конкретных аварий и утвержденным Минздравсоцразвития России. Коллективную дозу облучения населения территории от радиационных аварий вычисляют как сумму индивидуальных доз у всех жителей, подвергшихся облучению.

Количество радиационных аварий и происшествий (аварийных ситуаций) определяется путем суммирования по всем организациям территории данных, взятых из их радиационно-гигиенических паспортов, а также данных по тем авариям и аварийным ситуациям, которые имели место в отчетном году на территории, однако по каким-либо причинам не были включены в радиационно-гигиенические паспорта организаций, но вошли в учетные формы системы Госсанэпиднадзора.

Если радиационные аварии или аварийные ситуации в отчетном году произошли на ядерно-энергетических установках, следует указать их уровень по международной шкале INES. В случаях возникновения радиационных аварий или аварийных ситуаций на других объектах их уровень устанавливается по заключениям комиссий, которые проводили расследование этих аварий или аварийных ситуаций.

15. Наличие и число случаев лучевой патологии (число впервые выявленных заболеваний в отчетном году), если таковые имели место. Заполняется на основании журналов учета лиц, у которых впервые обнаружено профессиональное отравление или профзаболевание (форма № 3б3у), по заключениям территориального центра (отделения) профпатологии или иного уполномоченного учреждения. Случаи лучевой патологии, обусловленные лучевой терапией, в паспорт не включаются.

16. Анализ проведенных в отчетном году основных мероприятий по выполнению норм, правил и других документов, регламентирующих радиационную безопасность персонала и населения, мероприятий по ее совершен-

ствованию с оценкой их эффективности по трехбалльной шкале: *высокоэффективные; недостаточно эффективные; неэффективные*.

17. Сведения о наличии и достаточности у администрации территории сил и средств для ликвидации радиационных аварий: соответствующей штатной или нештатной структуры, планов, средств защиты, транспортных средств, аварийных дозиметров, средств дезактивации и оказания медицинской помощи (с отметками: *имеются; имеются в недостаточном количестве; отсутствуют*).

На основе анализа материалов, представленных в паспорте территории, администрация территории указывает свое мнение по оценке радиационной ситуации на территории по трехбалльной шкале (*хорошая; удовлетворительная; неудовлетворительная*), а также о выполнении постановлений и решений, принятых Правительством и субъектом Российской Федерации, по совершенствованию радиационной безопасности населения и основных мероприятиях, планируемых на следующий год.

В радиационно-гигиеническом паспорте территории должно содержаться официальное заключение территориального органа Госсанэпиднадзора с оценкой (также по трехбалльной шкале) состояния радиационной безопасности населения территории в отчетном году и мероприятий, планируемых администрацией территории на следующий год.

Оценка количественных показателей индивидуального и коллективного рисков возникновения стохастических эффектов облучения у населения проводится в соответствии с НРБ-99/2009 по данным,

Содержащимся в радиационно-гигиеническом паспорте территории, о значении коллективной эффективной дозы населения (в чел.-Зв).

Оценка радиационной безопасности территории дается согласно методическим указаниям МУ-177-112. Здесь же записываются основные оптимизированные предложения территориального органа Госсанэпиднадзора по повышению уровня радиационной безопасности населения территории на следующий год.

С заключением территориального органа Госсанэпиднадзора, подписанным главным государственным санитарным врачом по субъекту Российской Федерации, должен быть ознакомлен руководитель администрации территории, что подтверждается его подписью в последней графе паспорта территории.

6. СПОСОБЫ ОЦЕНКИ И КОНТРОЛЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Методы и приборы для измерения ионизирующих излучений

Обнаружение ионизирующих излучений основывается на их способности ионизировать и возбуждать атомы и молекулы среды, в которой они распространяются. Данные процессы изменяют физико-химические свойства облучаемой среды, и потому могут быть обнаружены и измерены. К таким изменениям среды относятся: изменение электрической проводимости веществ (газов, жидкостей, твердых материалов); люминесценция (свечение) некоторых веществ; засвечивание фотопленок; изменение цвета, окраски, прозрачности, сопротивления электрическому току некоторых химических растворов и др.

Для регистрации и измерения ионизирующих излучений используют методы: фотографический, химический, сцинтилляционный, ионизационный, калориметрический, термолюминесцентный, полупроводниковый, фотоэмульсионный, активационный, а также биологическую дозиметрию.

Фотографический метод основан на измерении степени почернения фотоэмульсии под воздействием радиоактивных излучений. Гамма-лучи, воздействуя на молекулы бромистого серебра, содержащегося в фотоэмульсии, выбивают из них электроны связи. При этом образуются мельчайшие кристаллики серебра, которые и вызывают почернение фотопленки при ее проявлении. Сравнивая почернение пленки с эталоном, можно определить полученную пленкой дозу облучения, так как интенсивность почернения пропорциональна дозе облучения.

Химический метод заключается в определении изменений цвета некоторых химических веществ под воздействием радиоактивных излучений. Так, например, хлороформ при облучении распадается с образованием соляной кислоты, которая накопившись в определенном количестве, воздействует на индикатор, добавленный к хлороформу. Интенсивность окрашивания индикатора зависит от количества соляной кислоты, образовавшейся под воздействием радиоактивного излучения, а ее количество пропорционально дозе радиоактивного облучения. Сравнивая окраску раствора с имеющимися эталонами, можно определить дозу радиоактивных излучений, воздействовавших на раствор. Этот метод заложен в принцип работы химического дозиметра ДП-70 МП.

Сцинтилляционный метод предполагает измерение интенсивности вспышек света, возникающих в люминесцирующих веществах при прохождении через них ионизирующих излучений. Количество вспышек пропорционально интенсивности излучения. Люминесцирующими веществами могут

быть сцинтилляторы: неорганические и органические твердые (сульфид цинка, активированный серебром; антрацен), органические пластмассовые (полистирол), органические жидкостные (раствор п-терфенила в ароматическом соединении), газовые (например, ксенон). Световые вспышки в сцинтилляторе регулируются фотоэлектронным умножителем со специальной электронной схемой.

Существуют разновидности метода в зависимости от регистрации: акта взаимодействия отдельной частицы со сцинтиллятором (счетный режим), эффекта взаимодействия ряда частиц со сцинтиллятором за определенное время (токовый или зарядовый режим); световой энергии, пропорциональной энергии, переданной частицей (пропорциональный или спектрометрический режим). Метод используется в эталонных и рабочих средствах измерения.

Ионизационный метод основан на том, что под воздействием радиоактивных излучений в изолированном объеме происходит ионизация газов. При этом нейтральные молекулы и атомы газа разделяются на пары: положительные ионы и электроны. Если в облучаемом объеме создать электрическое поле, то под воздействием его сил электроны, имеющие отрицательный заряд, будут перемещаться к аноду, а положительно заряженные ионы - к катоду, т. е. между электродами будет проходить электрический ток, называемый ионизационным током. Чем больше интенсивность, а следовательно, и ионизирующая способность радиоактивных излучений, тем выше сила ионизационного тока. Это дает возможность, измеряя силу ионизационного тока, определять интенсивность радиоактивных излучений.

В методе используются детекторы с газовым наполнением (ионизационные камеры, счетчики), в которых заряженные частицы (непосредственно ионизирующее излучение или вторичные заряженные частицы, возникающие при взаимодействии косвенно ионизирующего излучения с атомами вещества стенки детектора или газа) вызывают ионизацию газа. Метод нашел широкое применение, как в эталонных, так и в рабочих средствах измерения, используемых в сфере контроля радиационной безопасности.

Калориметрический метод – метод, основанный на измерении изменения температуры жидкого или твердого компонента при поглощении им энергии излучения. Метод имеет ряд модификаций, связанных с различными методами измерения изменения температуры в поглотителе. Он в основном находит применение в первичных и вторичных эталонах и из-за малой чувствительности и громоздкости измерительной аппаратуры не используется в обычных условиях в сфере контроля радиационной безопасности.

Термолюминесцентный метод – метод, заключающийся в регистрации энергии, запасенной в специальном веществе при взаимодействии излучения с этим веществом и освобождаемой в виде светового излучения при последую-

щем нагревании этого вещества в определенных условиях. Световая энергия (световойход) пропорциональна энергии, переданной образцу из такого вещества. Метод нашел широкое применение в рабочих средствах измерения.

Полупроводниковый метод – метод, основанный на регистрации изменений свойств полупроводникового детектора, вызванных взаимодействием излучения с полупроводниковым материалом, или импульсов (тока), возникающих от образования электронов (дырок) в полупроводниковом детекторе падающим на него излучением. Метод имеет модификации, связанные с регистрацией: факта взаимодействия каждой частицы без учета выделенной энергии (счетный режим); выделения энергии излучением за определенное время (токовый режим); выделения энергии в детекторе каждой частицей (спектрометрический режим). Метод используется в эталонных и рабочих средствах измерения.

Фотоэмульсионный метод – метод, предполагающий регистрацию изменений в фотоэмульсии, вызванных взаимодействием излучения со светочувствительным материалом фотоэмульсии. Модификации метода связаны с регистрацией плотности почернения, вызванного поглощением энергии излучения в фотоэмульсии за определенное время, или регистрацией и анализом треков в фотоэмульсии, образованных каждой частицей. Метод используется в рабочих средствах измерения.

Активационный метод – метод, основанный на регистрации наведенной активности в детекторах из различных материалов, вызванной в материалах при облучении их нейтронами. Метод используется в эталонных и рабочих средствах измерения.

Рассматривая *биологическую дозиметрию* следует отметить, что ретроспективная оценка условий аварии с помощью методов физической дозиметрии (инструментальной или расчетной), во-первых, требует определенного времени, во-вторых, не позволяет оценить индивидуальные дозы облучения из-за сложности и невозможности учета всех обстоятельств сценария облучения.

Острая потребность в быстром получении необходимой дозиметрической информации инициировала поиск биологических показателей, которые свидетельствовали бы о наличии или отсутствии лучевого поражения и степени его тяжести. Наибольшее распространение получили следующие методы биологической индикации радиационного поражения:

- цитогенетические, основанные на анализе структурных нарушений (аббераций) хромосом в клетках периферической крови или костного мозга;
- гематологические, основанные на изменении в острый радиационный период количества и соотношения форменных элементов периферической крови;

- биохимические, базирующиеся на изменении биохимических свойств крови и мочи;
- иммунобактериологические, основанные на иммунной реактивности облученного организма и состава микробной флоры покровных тканей и кишечника;
- биофизические, регистрирующие пострadiационные изменения биофизических свойств молекул: биолюминесценция, электрохемолуминесценция, метод ЭПР-дозметрии образцов эмали удаленных зубов;
- молекулярно-генетические, основанные на выявлении соматических клеток с мутациями по отдельным генным локусам с помощью метода проточной цитометрии.

Различие методов измерений связано с использованием разных методов регистрации излучений, применяемых в измерительных преобразователях (блоках детектирования), и методов обработки, применяемых в аппаратурных средствах обработки информации с измерительных преобразователей и отдельных методиках обработки.

Приборы, применяемые для регистрации радиоактивного излучения и частиц, делятся на две группы:

- 1) для регистрации частиц, проходящих через определенную область пространства; в некоторых случаях они способны определять характеристики частиц, например их энергию. К таким приборам относятся сцинтилляционный счетчик, импульсная ионизационная камера, газоразрядный счетчик;
- 2) приборы, позволяющие наблюдать либо фотографировать следы (треки) частиц в веществе (камера Вильсона, диффузионная камера, пузырьковая камера, ядерные фотоэмульсии).

Сцинтилляционный счетчик – детектор ядерных частиц, основными элементами которого являются сцинтиллятор (кристалло-фосфор) и фотоэлектронный умножитель, позволяющий преобразовывать слабые световые вспышки в электронные импульсы, регистрируемые электронной аппаратурой.

Импульсная ионизационная камера – детектор частиц, действие которого основано на способности заряженных частиц вызывать ионизацию газа. Ионизационная камера представляет собой электрический конденсатор, заполненный газом. К его электродам подается постоянное напряжение. Регистрируемая частица, попадая в пространство между электродами, ионизирует газ.

Газоразрядный счетчик обычно выполняется в виде наполненного газом металлического цилиндра (катода) с тонкой проволокой (анодом), натянутой вдоль его оси. Хотя газоразрядные счетчики конструктивно похожи на ионизационную камеру, в них основную роль играет вторичная ионизация,

обусловленная столкновениями первичных ионов с атомами и молекулами газа и стенок.

Различают два вида счетчиков: *пропорциональные* (в них газовый разряд несамостоятельный, т. е. гаснет при прекращении действия ионизатора) и *счетчики Гейгера-Мюллера* (в них разряд самостоятельный, т.е. поддерживается после прекращения действия ионизатора). Счетчики Гейгера-Мюллера регистрируют частицу без измерения ее энергии.

Полупроводниковый счетчик – детектор частиц, рабочим элементом которого служит полупроводниковый диод. Время разрешения составляет примерно 10^{-9} с. Полупроводниковые счетчики обладают высокой надежностью и могут работать в магнитных полях. Однако малая толщина рабочей области (порядка 100 мкм) не позволяет применять их для регистрации высокоэнергетических частиц.

Камера Вильсона – это старейший и на протяжении многих десятилетий единственный тип трекового детектора. Выполняется обычно в виде стеклянного цилиндра с плотно прилегающим поршнем. Цилиндр наполняется газом (гелием или аргоном), насыщенным парами воды или спирта. При резком адиабатическом расширении газа пар становится перенасыщенным и на траекториях частиц, пролетающих через камеру, образуются треки из тумана. Для воспроизводства их пространственного расположения треки фотографируются стереоскопически, т. е. под разными углами. По характеру и геометрии треков можно судить о типе прошедших через камеру частиц (например, альфа-частица оставляет сплошной след, бета-частица - тонкий), энергии частиц (по длине пробега), плотности ионизации (по количеству капель на единицу длины трека), числе участвующих в реакции частиц.

Приборы для дозиметрического контроля как внешнего, так и внутреннего облучения делятся на:

- приборы контроля радиационной обстановки (или приборы группового контроля);
- приборы индивидуального контроля.

Приборы группового контроля предназначены для определения индивидуальных доз облучения человека на основании результатов измерений характеристик радиационной обстановки на определенной местности или в определенных помещениях с учетом времени его пребывания там.

Приборы индивидуального контроля предназначены для определения индивидуальных доз облучения человека на основании результатов индивидуальных измерений характеристик облучения тела или отдельных органов человека.

Для группового дозиметрического контроля (ГДК) используются стационарные и переносные, так называемые инспекционные, дозиметрические приборы. Для ИДК применяются индивидуальные дозиметры.

Средства измерений ионизирующих излучений условно делятся на следующие классы: дозиметры, радиометры, спектрометры. В комбинированных приборах могут объединяться функции средств измерений из различных классов.

Дозиметры – средства измерений экспозиционной дозы и ее мощности, поглощенной дозы и ее мощности, полевой поглощенной дозы и ее мощности, амбиентного эквивалента дозы и его мощности, полевой эквивалентной дозы и ее мощности, индивидуального эквивалента дозы.

Радиометры – средства измерений активности радионуклидов в образцах и объектах, удельной активности радионуклидов в твердых и сыпучих материалах, объемной активности радионуклидов в жидкостях и газах, объемной активности радиоактивных аэрозолей, удельной поверхностной активности, плотности потока частиц и др.

Спектрометры – средства измерений энергии частиц ионизирующих излучений.

В перечень технических требований к средствам измерений ионизирующих излучений входят следующие основные метрологические характеристики: диапазон значений измеряемых величин; диапазон энергий частиц ионизирующих излучений (перечень радионуклидов); основная погрешность; дополнительные погрешности при изменении температуры, напряжения, давления, влажности, электрического и магнитного полей и др.; энергетическая зависимость чувствительности; чувствительность к сопутствующим излучениям; анизотропия.

Основная погрешность – погрешность средства измерений, используемого в нормальных условиях. Основная погрешность может указываться в виде: одного значения для всего диапазона измерений, разных значений для отдельных поддиапазонов, аналитического выражения как функции значений измеряемой величины. В силу специфики взаимодействия ионизирующего излучения с веществом значительная часть случайной составляющей погрешности связана со стохастическим характером процесса взаимодействия и уменьшается при увеличении суммарного времени измерения, поэтому во многих случаях эту составляющую погрешности можно снизить, усредняя значение измеряемой величины за больший промежуток времени или увеличивая количество наблюдений.

Специфические параметры, характерные для средств измерений ионизирующих излучений (энергетическая зависимость чувствительности, анизо-

тропия, чувствительность к сопутствующим излучениям и др.), приводят к росту погрешности при измерениях в реальных условиях, так как при поверке средств измерений используются определенные условия, связанные с этими параметрами, и они могут не совпадать с условиями измерений. Требования к допустимому значению погрешности варьируются в зависимости от использования результатов измерений. Например, из принципа нормирования следует, что:

$$(E_{\text{инд}} + \Delta E_{\text{инд}}) / E_{\text{доп}} < \alpha, \quad (16)$$

где $E_{\text{инд}}$ - индивидуальное значение эффективной дозы, полученное с использованием значений измеряемых величин, характеризующих внешнее и внутреннее облучения; $\Delta E_{\text{инд}}$ - погрешность определения индивидуального значения эффективной дозы; $E_{\text{доп}}$ - допустимый предел дозы для персонала; α - фактор неопределенности, устанавливаемый отдельными нормативными документами, отражающий реально достижимую на современном этапе точность измерения.

Отсюда следует, что при приближении измеренных значений к значению допустимого предела требования к погрешности средства измерения ужесточаются. В любом случае необходимо установить контрольный уровень допустимого измеряемого значения ниже допустимого предела на величину погрешности используемых средств измерений с тем, чтобы гарантировать не превышение допустимого предела дозы облучения. По мере совершенствования средств и методов измерения, а также уточнения моделей перехода от измеряемых (операционных) к нормируемым величинам значение фактора неопределенности α должно стремиться к 1.

В соответствии с МУ 2.6.1.016-2000 фактор неопределенности α в настоящее время принимается равным 1,5 для эффективной дозы внешнего облучения гамма-излучением, 2 - для эффективной дозы внешнего облучения нейтронами, 2,5 - для эффективной дозы внутреннего облучения.

Радиационный контроль и зонирование населенных пунктов

Категорирование радиационных объектов

Категорирование радиационных объектов по потенциальной опасности, их размещение и зонирование территорий устанавливаются согласно требованиям нормативно-технических документов:

- СП 2.6.1.799-99 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности» (ОСПОРБ-99);
- СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ (СП СЗЗ и ЗН-07)»;

- МУ 2.6.1.2005-05 «Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта».

Потенциальная опасность радиационного объекта определяется его возможным радиационным воздействием на население при радиационной аварии. Потенциально более опасными являются радиационные объекты, в результате деятельности которых при аварии возможно облучение не только работников объекта, но и населения. К наименее опасным радиационным объектам относятся те, где исключена возможность облучения лиц, не относящихся к персоналу.

Категория радиационных объектов должна устанавливаться на этапе их проектирования по согласованию с органами государственного надзора в области обеспечения радиационной безопасности. Для действующих объектов категории устанавливаются администрацией по согласованию с органами Госсанэпиднадзора.

При установлении категории радиационного объекта для определения масштабов возможного аварийного радиационного воздействия на различные категории облучаемых лиц используются следующие уровни (гигиенические критерии) эффективных доз потенциального облучения:

- для персонала группы А - 20 мЗв;
- для персонала группы Б - 5 мЗв;
- для населения - 1 мЗв.

По потенциальной радиационной опасности устанавливается четыре категории объектов:

I категория объектов - если за пределами СЗЗ радиационного объекта при максимальной радиационной аварии возможно получение населением эффективной дозы потенциального облучения более 1 мЗв (потребуется меры по защите населения);

II категория объектов - если радиационный объект не относится к I категории и в пределах его СЗЗ при максимальной радиационной аварии хотя бы для одной из категорий облучаемых лиц возможно получение эффективной дозы потенциального облучения, которая превышает уровни: 20 мЗв - для персонала группы А; 5 мЗв - для персонала группы Б; 1 мЗв - для населения (радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией СЗЗ);

III категория объектов - если радиационный объект не относится ни к I, ни ко II категории и на территории объекта вне помещений, где осуществляется непосредственное обращение с источниками ионизирующего излучения, при максимальной радиационной аварии хотя бы для одной из категорий облучаемых лиц возможно получение эффективной дозы потенциального облучения, которая превышает уровни: 20 мЗв - для персонала группы А; 5 мЗв -

для персонала группы Б; 1 мЗв - для населения (радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией объекта);

IV категория объектов - объекты, радиационное воздействие от которых при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения.

Требования к размещению радиационных объектов

1. При выборе места строительства радиационного объекта необходимо учитывать категорию объекта, его потенциальную радиационную, химическую и пожарную опасность для населения и окружающей среды.

2. При выборе места размещения радиационных объектов I и II категорий должны быть оценены метеорологические, гидрологические, геологические и сейсмические факторы при нормальной эксплуатации и возможных авариях.

3. При выборе площадки для строительства радиационных объектов I и II категорий следует отдавать предпочтение участкам:

- расположенным на малонаселенных незатопляемых территориях;
- имеющим устойчивый ветровой режим;
- ограничивающим возможность распространения радиоактивных веществ за пределы промышленной площадки объекта благодаря своим топографическим и гидрогеологическим условиям.

4. Радиационные объекты I и II категорий должны располагаться с учетом розы ветров, преимущественно с подветренной стороны по отношению к жилой территории, лечебно-профилактическим и детским учреждениям, а также к местам отдыха и спортивным сооружениям.

5. Генеральный план радиационного объекта должен разрабатываться с учетом развития производства, прогноза радиационной обстановки на объекте и вокруг него и возможности возникновения радиационных аварий.

6. Размещение радиационного объекта должно быть согласовано с органами Госсанэпиднадзора с учетом перспектив развития как самого объекта, так и района его размещения.

7. Не допускается размещение организации или ее подразделения, осуществляющих работы с источниками излучения, в жилом здании или детском учреждении, кроме рентгеновских установок, применяемых в стоматологической практике, решение о возможности размещения которых в жилых зданиях принимается при наличии санитарно-эпидемиологического заключения органов Госсанэпиднадзора.

Требования к зонированию территорий

1. Вокруг радиационных объектов I и II категорий устанавливается СЗЗ, а вокруг радиационных объектов I категории - также и ЗН.

В отдельных случаях по согласованию с федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять Госсанэпиднадзор, СЗЗ радиационных объектов I и II категорий может быть ограничена пределами территории объекта.

Радиационное воздействие на население, проживающее в ЗН радиационного объекта I категории, при нормальной его эксплуатации должно быть ограничено размером квоты для данного объекта.

Квоты устанавливаются для средней индивидуальной эффективной дозы облучения критической группы населения, проживающего в ЗН радиационного объекта I категории, а также критической группы населения, подвергающегося облучению от нескольких радиационных объектов II, III категорий.

Квоты устанавливаются для всех радиационных факторов (воздушных выбросов, жидких сбросов и др.), облучение от которых критической группы населения за пределами СЗЗ радиационного объекта при его нормальной эксплуатации может превысить минимально значимую величину 10 мкЗв/год.

2. СЗЗ для радиационных объектов III категории ограничивается территорией объекта.

3. Для радиационных объектов IV категории установление зон не предусмотрено.

4. Размеры СЗЗ и ЗН вокруг радиационного объекта устанавливаются с учетом уровней внешнего облучения, а также величин и площадей возможного распространения радиоактивных выбросов и сбросов. При расположении на одной площадке комплекса радиационных объектов СЗЗ и ЗН устанавливаются с учетом суммарного воздействия объектов.

5. Внутренняя граница ЗН всегда совпадает с внешней границей СЗЗ.

6. Размеры СЗЗ (полосы отчуждения) вдоль трассы трубопровода для удаления жидких радиоактивных отходов устанавливаются в зависимости от активности последних, рельефа местности, характера грунтов, глубины заложения трубопровода, уровня напора в нем и должны быть не менее 20 м в каждую сторону от трубопровода.

7. СЗЗ и ЗН вокруг судов и иных плавсредств с ядерными установками устанавливаются в местах их ввода в эксплуатацию, портах стоянки и местах снятия с эксплуатации.

В СЗЗ радиационных объектов запрещается постоянное или временное проживание, размещение детских учреждений, больниц, санаториев и других оздоровительных учреждений, а также промышленных и подсобных соору-

жений, не относящихся к этому объекту. Территория СЗЗ должна быть благоустроена и озеленена. Границы СЗЗ и ЗН радиационного объекта на стадии проектирования должны быть согласованы с органами Госсанэпиднадзора.

В ЗН и СЗЗ органами Госсанэпиднадзора могут вводиться ограничения на хозяйственную деятельность в соответствии с законодательством Российской Федерации. Использование земель СЗЗ для сельскохозяйственных целей возможно только с разрешения органов Госсанэпиднадзора. В этом случае вся вырабатываемая продукция подлежит санитарно-эпидемиологической оценке и радиационному контролю.

В ЗН на случай аварийного выброса радиоактивных веществ администрацией территории должен быть предусмотрен комплекс защитных мероприятий в соответствии с требованиями НРБ-99/2009.

В СЗЗ и ЗН силами службы радиационной безопасности объекта должен проводиться радиационный контроль.

Требования, предъявляемые к радиационным объектам различных категорий при проектировании и эксплуатации, представлены в табл. 5.

Размер ЗН радиационного объекта I категории рассчитывается исходя из оценки возможного распространения выбросов и сбросов радиационного объекта и информативности радиационного контроля на этой территории при нормальной эксплуатации радиационного объекта.

В проекте ЗН радиационного объекта I категории должны быть определены: размер и границы ЗН; объем, периодичность и приборно-методическое обеспечение радиационного контроля, проводимого в ЗН.

Радиус ЗН ограничивается расстоянием от радиационного объекта (источника выброса радиоактивных веществ, а при наличии нескольких источников выброса - от их геометрического центра), за пределами которого радиационный контроль малоинформативен и неоправдан с учетом затрат на оснащение постов наблюдения.

Радиус ЗН рассчитывается для радиационных объектов I категории в соответствии с действующими методическими документами.

Организация радиационного контроля в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения

Организация радиационного контроля в СЗЗ и ЗН является составной частью системы радиационного контроля объекта, имеющей функциональные связи с остальными ее частями.

Оценка доз облучения населения, проживающего в ЗН, осуществляется органами Госсанэпиднадзора на основании данных радиационно-гигиенической паспортизации и ЕСКИД.

Требования, предъявляемые к радиационным объектам различных категорий при проектировании и эксплуатации

Перечень требований (согласно ОСПОРБ-99)	Категория радиационного объекта			
	I	II	III	IV
Размер СЗЗ (п. 3.2.8)	В отдельных случаях по согласованию с органами, осуществляющими Госсанэпиднадзор, может ограничиваться пределами территории объекта		Ограничивается пределами территории объекта	СЗЗ не предусмотрена
Наличие ЗН (п. 3.2.8)	Необходима	Не требуется	Не предусмотрена	Не предусмотрена
Воздействие на население при нормальной эксплуатации радиационного объекта (п. 3.2.10)	Ограничено квотой на облучение	Нет воздействия	Нет воздействия	Нет воздействия
Наличие плана мероприятий по защите населения в случае радиационной аварии (п. 6.4)	Требуется	Требуется	Не требуется	Не требуется
Наличие в проекте раздела «Инженерно-технические мероприятия гражданской обороны. Мероприятия по предупреждению чрезвычайных ситуаций» (п. 6.3)	Требуется	Требуется	Не требуется	Не требуется
Использование стационарных автоматизированных средств непрерывного контроля радиационной обстановки (п. 3.13.4)	Требуется	Требуется	Не требуется	Не требуется
Уровень органов, осуществляющих санитарно-эпидемиологическую экспертизу для обоснования категории радиационного объекта	Федеральный уровень	Федеральный уровень	Уровень субъекта РФ	Уровень определяет субъект РФ

Радиационный контроль в СЗЗ и ЗН должен обеспечивать получение достоверной информации о параметрах радиационной обстановки, позволяющей принять оперативные решения, направленные на снижение уровня облучения людей, как при нормальной эксплуатации радиационного объекта, так и в случае аварии.

Контроль радиационной обстановки в СЗЗ и ЗН в зависимости от реально действующих радиационных факторов включает:

- контроль мощности дозы гамма-излучения;
- контроль загрязнения воздушной среды радиоактивными газами и аэрозолями;
- контроль поверхностного загрязнения территории радиоактивными веществами;
- контроль содержания радиоактивных веществ в почве, донных отложениях и воде открытых водоемов, грунтовых водах и биологических объектах;
- определение нуклидного состава радиоактивного загрязнения.

Организация радиационного контроля должна разрабатываться проектом СЗЗ и/или ЗН, в котором следует определить виды и объем радиационного контроля, а также перечень необходимых дозиметрических, радиометрических, спектрометрических и других приборов, оборудования и методов, применяемых при осуществлении радиационного контроля, размещение стационарных приборов, точек постоянного и периодического контроля, состав необходимых помещений и т.п.

Контроль за облучением персонала группы Б выполняется групповым методом на основании измерения на рабочих местах мощности дозы внешнего излучения, плотности потока ионизирующих частиц и объемной активности аэрозолей воздуха.

Контроль уровней поверхностного загрязнения осуществляется как непосредственными измерениями на месте стационарными и переносными приборами, так и путем отбора проб.

Радиационный контроль проводится стационарными и передвижными постами, которые размещают на территории промышленной площадки, СЗЗ и ЗН.

В соответствии с СПП ПУАП-03 (СанПиН 2.6.1.07-03) число стационарных постов в ЗН зависит от численности населения. В НП следует устанавливать один пост через каждые 0,5-5 км с учетом рельефа местности и наличия других источников загрязнения.

За пределами ЗН с наветренной стороны от радиационного объекта I категории должен дополнительно устанавливаться контрольный пост наблюдения. В составе службы радиационной безопасности объектов I—III категорий следует выделить лабораторию (группу и т.п.) радиационного контроля внешней среды, аккредитованную в установленном порядке и обеспеченную соответствующими транспортными средствами (включая при необходимости плавсредства), а также комплектом стационарной и переносной пробоотборной и измерительной аппаратуры. Лаборатория контроля внешней среды должна быть размещена в специальных помещениях.

Для контроля радиационной обстановки в СЗЗ и ЗН необходимо располагать сведениями о направлении и скорости ветра, температуре и влажности воздуха, количестве выпадающих осадков, для получения которых на территории промплощадки или в СЗЗ радиационного объекта должно быть организовано круглосуточное наблюдение, обеспечивающее постоянное поступление информации о метеоусловиях в службу радиационной безопасности.

Для радиационных объектов I, II категорий нужно предусмотреть технические решения по созданию и функционированию АСКРО в СЗЗ и ЗН. Органы, уполномоченные осуществлять Госсанэпиднадзор на данных радиационных объектах, могут получать информацию с постов АСКРО, расположенных по периметру границы СЗЗ, в автоматическом режиме.

Организация дозиметрического контроля населения, проживающего в ЗН радиационного объекта I категории, и обеспечение функционирования базы данных ИДК осуществляются органами Госсанэпиднадзора.

Организация радиационного контроля в СЗЗ и ЗН должна обеспечивать функционирование базы данных ИДК персонала группы Б, а также параметров радиационной обстановки.

Для предприятий I, II категорий, как правило, следует предусматривать сооружение на промплощадке метеостанции. Все приборы и аппаратура радиационного контроля, методики измерений и обработки данных контроля должны быть метрологически аттестованы.

В случае изменения размеров СЗЗ и ЗН не позднее чем через 7 дней АСКРО должна обеспечивать получение соответствующей информации.

Общие требования к проведению радиационного мониторинга

Согласно требованиям МУ 2.6.1.2153-06 «Оперативная оценка доз облучения населения при радиоактивном загрязнении территории воздушным путем», оценка доз облучения населения, прогноз радиологических последствий аварии, планирование и осуществление необходимых мероприятий по защите населения должны проводиться с учетом следующих фаз развития аварии: ранняя, промежуточная и восстановительная.

Ранняя фаза аварии охватывает период времени от начала аварии до момента прекращения выбросов радиоактивных веществ в атмосферу и окончания формирования радиоактивного следа в местах проживания или нахождения населения. Продолжительность этого периода может быть от нескольких часов до нескольких недель. На ранней фазе радиационной аварии путями облучения населения являются:

- внешнее облучение от радиоактивного облака и от успевшей осесть на подстилающую поверхность радиоактивной примеси;

- внутреннее облучение за счет вдыхания радиоактивных аэрозолей и газов при погружении в радиоактивное облако, а также при вторичном и техногенном пылеобразовании (ингаляционный компонент дозы внутреннего облучения);

- внутреннее облучение за счет поступления радионуклидов в организм с продуктами питания (пероральный компонент дозы внутреннего облучения).

Все виды радиационной защиты населения на ранней фазе радиационной аварии (эвакуация, укрытие, ограничения режимов поведения и питания, йодная профилактика) носят срочный характер и основаны главным образом на классификации произошедшей аварии, аварийных планах радиационно опасного объекта, на котором произошла авария, и на моделировании процессов распространения и осаждения радиоактивной примеси с учетом метеоусловий в районе выброса. В данный период времени, во-первых, мало данных реальных измерений параметров радиационной обстановки для принятия решений и, во-вторых, эти данные могут существенно меняться во времени и пространстве.

Промежуточная фаза аварии включает период времени, когда уже нет дополнительного поступления радионуклидов в окружающую среду от источника выброса. После прохождения радиоактивного облака и окончания процесса радиоактивных выпадений путями облучения населения являются:

- внешнее облучение от радионуклидов, находящихся в окружающей природной и антропогенной средах;

- внутреннее облучение за счет поступления радионуклидов в организм с продуктами питания;

- внутреннее облучение за счет вдыхания радиоактивных аэрозолей и газов при вторичном и техногенном пылеобразовании.

В течение этого периода времени, длящегося несколько месяцев, принимаются решения о введении новых или продолжении ранее принятых срочных мер радиационной защиты уже на основе проведенных измерений уровней содержания радиоактивных веществ в окружающей среде и вытекающих из них оценок доз внешнего и внутреннего облучения населения с учетом других факторов.

Восстановительная фаза аварии характеризуется комплексом мер, осуществляемых для возврата к условиям нормальной жизнедеятельности населения, и может длиться несколько лет в зависимости от характеристик выброса; характеристик, размеров и эффективности мер реабилитации загрязненной территории; эффективности мер радиационной защиты населения. Пути облучения населения на этой фазе аварии те же, что и на промежуточной.

Радиационный мониторинг природной и жилой сред начинается на ранней стадии радиационной аварии и далее продолжается по мере необходимо-

сти. Радиационные измерения вначале связаны с прохождением радиоактивного облака и включают измерения концентраций отдельных радионуклидов в приземном слое воздуха и мощности дозы в воздухе.

После окончания радиоактивных выпадений начинаются измерения поверхностной активности на почве, удельной активности отдельных радионуклидов в воде, продуктах питания и других объектах окружающей среды, продолжают измерения мощностей доз в воздухе.

Органы и учреждения Роспотребнадзора контролируют и проводят радиационные измерения в НП и его ареале. Объекты и параметры радиационного мониторинга в НП, подлежащие контролю, перечислены в табл. 6.

Таблица 6

Объекты и параметры радиационного мониторинга населения на промежуточной фазе радиационной аварии

Объект контроля	Параметры измерений	Технические средства
Подстилающая поверхность НП и их ареалов	Мощность дозы гамма-излучения	Носимые дозиметры
Здания	Мощность дозы гамма-излучения	Носимые дозиметры
Пробы почвы	Поверхностная активность радионуклидов	Гамма- и бета-спектрометры, оборудование для радиохимического выделения, бета-радиометры
Пробы питьевой воды	Удельная активность радионуклидов	Оборудование для радиохимического выделения, бета-радиометры, гамма-спектрометры
Пробы пищевых продуктов (включая природные)	Удельная активность радионуклидов	Гамма и бета-спектрометры, оборудование для радиохимического выделения, бета-радиометры
Население	Индивидуальные дозы внешнего облучения за период контроля; содержание радионуклидов в организме	Индивидуальные термомлюминесцентные дозиметры (ТЛД); счетчики излучения человека (СИЧ)

На ранней фазе радиационной аварии (во время выброса) проводятся измерения только мощности дозы гамма-излучения в воздухе на открытой

местности для обнаружения и фиксирования прихода радиоактивного облака. Значение мощности дозы, измеренной на высоте 1 м над подстилающей поверхностью, $0,1 \text{ мЗв} \cdot \text{ч}^{-1}$ ($-10 \text{ мР} \cdot \text{ч}^{-1}$), является нижним граничным значением мощности дозы в облаке, при достижении которого необходимо рассмотреть вопрос о введении таких защитных мероприятий, как блокирование щитовидной железы и временное укрытие жителей.

На промежуточной фазе аварии (после окончания радиоактивных выпадений) в полной мере начинаются измерения на всех объектах (табл. 6), подлежащих контролю, подразделениями территориальных управлений Роспотребнадзора. Полученные результаты измерений используются в качестве прогнозных оценок доз облучения населения за первый месяц и первый год после аварии в отсутствие мер радиационной защиты. Кроме того, результаты этих измерений должны использоваться в качестве исходных данных для реконструкции доз облучения населения, проживающего на подведомственной территории.

Методики проведения измерений должны быть аттестованы и согласованы с Госстандартом России (в настоящее время Ростехрегулирование) в установленном порядке. Все средства измерений должны иметь свидетельство о действующей государственной поверке.

Примерный перечень аппаратуры для проведения радиационных измерений:

- универсальные спектрометрические комплексы типов «Гамма Плюс», «Прогресс» в комплекте с блоками детектирования в свинцовой защите;
- гамма-спектрометр с полупроводниковым и сцинтилляционным детекторами;
- радиометры-спектрометры типов РСУ-01 «Сигнал», «Прогресс-Спектр» или радиометр типа РУБ-01П6;
- портативный измеритель мощности дозы с устройством определения географических координат ДКГ-01 «Сталкер»;
- мобильный гамма-бета-спектрометр с блоками детектирования 63x63 и 80x100 в свинцовой защите;
- дозиметры типов ДРГ-01Т, ДБГ-06Т, ДБГ-01Н;
- радиометр-дозиметр МКС-01Р;
- поисковые приборы СРП-88Н, СРП-68-01;
- стационарные и переносные СИЧ и ТЛ-приборы с комплектами индивидуальных ТЛД;
- дозиметр ДКС-04 или комплекты для индивидуальной дозиметрии типов АКВД-201С, КТД-02, ДТУ-01;
- приборы для радиационной разведки ДП-5.

Для проведения измерений могут быть использованы другие усовершенствованные и вновь разработанные приборы.

Выбор средств измерений мощности дозы гамма-излучения регламентируется следующими параметрами:

- энергетический диапазон измерений - не менее 0,05-3 МэВ;
- нижняя граница диапазона измерений - не выше $0,1 \text{ мкЗв}\cdot\text{ч}^{-1}$ ($10 \text{ мкР}\cdot\text{ч}^{-1}$);
- верхняя граница диапазона измерений в режиме «Поиск» - не ниже $1 \text{ Зв}\cdot\text{ч}^{-1}$ ($100 \text{ Р}\cdot\text{ч}^{-1}$);
- продолжительность периода усреднения показаний в режиме «Поиск» - не более 2 с;
- основная погрешность показаний измерительного прибора - не более 15 %;
- погрешность, обусловленная зависимостью показаний измерительного прибора от энергии гамма-излучения в диапазоне 0,05-3 МэВ, - не более 40 %;
- метеорологические условия измерений - всепогодное исполнение прибора;
- в конструкции измерительного прибора должна быть предусмотрена возможность его дезактиваций.

Определение мощности дозы проводится носимыми дозиметрами гамма-излучения на высоте 1 м над поверхностью земли при измерениях на открытой местности и на высоте 1 м над полом в центре комнаты при измерениях в домах. Дозиметры гамма-излучения должны иметь действующий аттестат о метрологической поверке. Статистическая погрешность результатов измерений не должна превышать 5 %.

Измерения необходимо проводить в точках и на участках НП и его ареала, связанных с режимом поведения различных групп населения: жилые помещения домов, типичных для данного НП; приусадебные участки; улицы; производственные помещения; открытые производственные зоны; целина; пахота; зоны отдыха (лес, луг, берег реки и др.).

При выборе точек измерений следует руководствоваться следующими рекомендациями:

1. Точки измерений на улицах должны выбираться в зонах преимущественного нахождения людей, включать все типы покрытий и более или менее равномерно распределяться по территории НП. Общее количество точек измерения примерно равно территории НП в километрах, умноженной на 10 (но не менее 5 точек на НП). Распределение точек измерений по типам покрытий должно примерно соответствовать долям последних в общей площади (протяженности) улиц.

2. Точки измерений в домах должны выбираться во всех имеющихся в НП типах домов (1-этажные деревянные, 1-этажные каменные, многоэтажные). Обследуется не менее 10 % имеющихся в НП домов каждого типа (но не менее 3 домов на НП). Для 1-этажных домов усадебного типа измерения рекомендуется проводить в двух комнатах: примыкающей к уличной стене и примыкающей к огороду. При наличии каменных домов различного вида (из красного, белого кирпича, шлакоблоков, бетонных панелей и т.д.) необходимо провести измерения в домах каждого вида из того же расчета (примерно для 10 % общего числа домов, но не менее 3 домов каждого вида). Дома, в которых проводятся измерения, должны быть, по возможности, равномерно распределены по территории НП.

3. Точки измерения во дворах должны выбираться примерно в середине двора в зоне, доступной для пребывания людей. Не следует выбирать их на клумбах, в палисадниках и т.д. Рекомендуется проводить измерения во дворах именно тех домов, внутри которых проводились измерения. Мощность дозы, как правило, измеряется в одной точке двора. Точки измерения во дворах, по возможности, должны быть равномерно распределены по территории НП и охватывать не менее 10 % всех дворов (но не менее 5 дворов на НП).

4. Точки измерения на огородах, по возможности, должны быть равномерно распределены по территории НП и охватывать 5-10 % всех имеющихся огородов (но не менее 3 огородов на НП). При этом рекомендуется проводить измерения на огородах именно тех домов, внутри которых проводились измерения. Мощность дозы определяется в одной точке в центре огорода на высоте 1 м над землей.

5. Измерения выполняются не менее чем в 10 % производственных зданий данного НП (но не менее 3 в каждом НП). Точки измерения выбираются в 1-3 комнатах на каждом этаже, причем измерения в них проводятся на высоте 1 м от пола посреди комнаты.

6. Измерения в школах и детсадах должны охватывать все имеющиеся в НП здания такого типа. Точки измерения выбираются в 1-3 комнатах на каждом этаже, причем измерения в них проводятся на высоте 1 м от пола посреди комнаты.

7. Точки измерения на рабочих дворах должны охватывать не менее 10% локаций, отнесенных к этой категории в данном НП (но не менее 3 в каждом НП). Измерения проводятся в 1-3 точках рабочего двора, в которых наиболее часто находятся люди, на высоте 1 м над поверхностью земли.

8. Точки измерения на пашне должны выбираться на пахотных землях с разных сторон от данного НП в непосредственной близости (на расстоянии не более 3 км) от него на высоте 1 м над поверхностью земли. При этом точки

измерений должны находиться на ровных местах на расстоянии не менее 50 м от паханных участков, дорог, оврагов, холмов и т.д., а их количество должно быть не менее 3 на НП.

9. Точки измерения на целине должны выбираться с разных сторон от НП в его ареале на паханных землях (число их не менее 5 на НП) и охватывать основные места работы его жителей, относящиеся к этой локации (целинные пастбища, покосы, лес). Точки измерения выбираются на ровном месте не ближе 50 м от паханных участков, дорог, оврагов, холмов и т.д. Измерения проводятся на высоте 1 м над поверхностью земли.

10. Точки измерения в зоне отдыха выбираются в наиболее посещаемых местах отдыха жителей данного НП (берег реки или озера, лес, луг и т.д.). Общее число точек измерений, как правило, должно составлять 3-5 на НП.

По окончании измерений для каждого i -го типа обследуемого пространства в НП вычисляются среднее значение мощности дозы P и среднеквадратичное отклонение с использованием формул:

$$\bar{P}_i = \frac{1}{N_i} \sum_{n=1}^{N_i} P_{ni}; \quad (17)$$

$$S_i = \frac{1}{N_i - 1} \sqrt{\sum_{n=1}^{N_i} (P_{ni} - \bar{P})^2}, \quad (18)$$

где N_i - полное число измерений в i -й локации данного НП; P_{ni} - результаты n -го измерения мощности дозы в i -й локации данного НП.

ИДК внешнего облучения жителей НП проводится с использованием ТЛД, как правило, на основе детекторов из фтористого лития. Для считывания накопленной информации может использоваться любой термолюминесцентный прибор, прошедший метрологическую аттестацию. На промежуточной фазе аварии, по возможности, измерения необходимо провести дважды: в 1-й месячный цикл – сразу после окончания радиоактивных выпадений; во 2-й месячный цикл – в конце 1-го года после аварии. Измерения необходимо выполнять в соответствии с методическими рекомендациями «Индивидуальный дозиметрический контроль внешнего облучения жителей территорий, загрязненных радионуклидами в результате аварии на ЧАЭС».

Для определения удельной активности радионуклидов в пробах пищевых продуктов используются гамма-спектрометрические и радиохимические методы анализа. Анализ проб на содержание радионуклидов выполняется на аттестованных гамма-спектрометрах со сцинтилляционным или полупроводни-

ковым детектором. Минимальная детектируемая активность (МДА) для таких приборов должна быть не ниже 5 Бк на пробу, основная погрешность измерений не более 20 %. Если активность радионуклида в пробе меньше МДА, следует провести предварительное концентрирование пробы (выпаривание, озонирование) до измерительного объема с ее последующим повторным гамма-спектрометрическим анализом.

При невозможности получения статистически достоверного результата на гамма-спектрометре выполняют радиохимический анализ пробы. Радиохимическое определение содержания различных радионуклидов в пробах производится по стандартным методикам с использованием аттестованной низкофоновой радиометрической аппаратуры. По окончании серии измерений проб вычисляются среднее арифметическое значение A и среднеквадратичное отклонение S_A удельной активности радионуклида с использованием формул, аналогичных (17) и (18). Для выполнения дозовых оценок следует использовать полученные средние значения удельной активности радионуклида в разных видах пищевых продуктов. Уровень облучения представителей разных групп населения (в зависимости от возраста, профессии, типа жилого помещения) может существенно зависеть от изотопного состава радиоактивного загрязнения окружающей среды. При наличии в окружающей среде спектра радионуклидов необходимо оценивать дозы у представителей нескольких групп населения для принятия обоснованных решений в отношении проведения тех или иных защитных мероприятий. Согласно МУ 2.6.1.2153-06, нужно рассматривать следующие группы населения: представители взрослого населения, школьники 7-12 лет и дошкольники младшей возрастной группы 1-2 года.

Кроме этого, также следует учитывать воздействие радиоактивных веществ на щитовидную железу у людей разных возрастных групп. Радиоактивные изотопы йода избирательно накапливаются в щитовидной железе человека. При потреблении населением загрязненных продуктов местного производства основная часть дозы облучения формируется за счет потребления молока, загрязненного ^{131}I . При однократном загрязнении пастбища максимум концентрации радиоактивного вещества в молоке наступает на 3-5-й день, а максимум его содержания в щитовидной железе человека – на 5-8-й день после радиоактивного загрязнения местности.

7. СПОСОБЫ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ ОТ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Работа с любыми источниками ионизирующих излучений требует защиты персонала от их вредного воздействия. Кратко рассмотрим некоторые аспекты этой проблемы. Различают 4 вида защиты: материалом, временем и расстоянием, а также при помощи СИЗ и СКЗ. Под воздействием ионизирующего излучения необходимо находиться минимальное время и на максимально возможном расстоянии от источника этого излучения.

Защита материалом основывается на различной способности веществ поглощать разные виды ионизирующего излучения. Например, альфа-излучение задерживается даже листом бумаги или слоем воздуха толщиной в несколько сантиметров. Однако при работе с радиоактивными источниками высока вероятность попадания альфа-частиц внутрь организма при дыхании или приеме пищи. Для защиты от бета-излучения достаточно использовать пластины из алюминия, плексигласа или оргстекла толщиной в несколько сантиметров. Действие бета-излучения на организм приводит к развитию признаков лучевого поражения, внешнее облучение организма поражает лишь поверхностные ткани, поскольку проникающая способность бета-частиц не превышает нескольких миллиметров.

Наиболее сложна защита от рентгеновского, нейтронного и гамма-излучений, так как они с меньшей вероятностью взаимодействуют с частицами вещества и поэтому глубже проникают в организм. Для защиты от этих видов излучения применяются толстые слои воды, земли, свинца, бетона.

Для защиты от рентгеновского излучения используются барито-бетон, баритобетонная штукатурка, плитка, в состав которых входит сухая радиационно-защитная баритобетонная смесь «Баритон». Эти материалы предназначены для устройства радиационно-защитного слоя на полу, стенах и потолке рентгеновских кабинетов, а также для изготовления монолитных конструкций и сооружений специального назначения (например, подиума под рентгеновский аппарат).

Защита расстоянием предусматривает устройство СЗЗ и ЗН в зависимости от категории источника (объекта) излучения.

Защита временем регламентируется соответствующими нормативными документами, определяющими режим труда и отдыха работников категорий А и Б, значения средней индивидуальной и коллективной годовых эффективных доз облучения отдельно для персонала групп А и Б.

К СИЗ относятся: ОЗК, ОКЗК, импрегнированное обмундирование, а также специальная защитная одежда - КЗС, одежда защитная АРК-1, защитная боевая одежда 4-20.

Общевойсковой защитный комплект вместе с противогазом применяется личным составом всех родов войск и специальных войск. В состав ОЗК входят: защитный плащ, защитные чулки, защитные перчатки. Защитный плащ может применяться для защиты от светового излучения и зажигательных смесей. ОЗК, как правило, используется в сочетании с импрегнированным обмундированием или ОКЗК. Дополнительными средствами защиты к ОКЗК являются защитный плащ и резиновые сапоги.

Общевойсковой комплексный защитный костюм предназначен для комплексной защиты от светового излучения и радиоактивной пыли ядерных взрывов, паров и аэрозолей отравляющих веществ и бактериальных аэрозолей. ОКЗК состоит из куртки, брюк, защитного белья, головного убора, подшлемника, изготовленных из тканей со специальной пропиткой.

Костюм защитный специальный предназначен для защиты от светового излучения ядерного взрыва. В состав КЗС входят куртка с капюшоном и брюки, изготовленные из ткани защитного цвета со специальной пропиткой.

Одежда защитная АРК-1 предназначена для защиты жизненно важных органов человека при работах в зоне воздействия ионизирующего излучения. Она состоит из полукombineзона и головного убора (капюшона), изготовленных из полимерного материала с наполнением из металла. АРК-1 надевается на обычную одежду работника или нательное белье в случае совместного использования с изолирующими костюмами. Полностью защищает от альфа-излучений; снижает воздействие бета-излучений (мощностью 2,5 МэВ) в 40-50 раз; гамма-излучений (мощностью до 200 кэВ) - в 2-3 раза; рентгеновского излучения - в 15 раз.

Защитная боевая одежда 4-20 (комплект защитный изолирующий 4-20) предназначена для защиты кожных покровов, органов дыхания и зрения человека от воздействия высокотоксичных химических веществ, радиоактивных пыли и аэрозолей. Комплект включает герметичный комбинезон из прорезиненной ткани, съемные сапоги, перчатки, капюшон, в лицевую часть которого вклеена маска противогаза. Очистка и подача воздуха на дыхание и вентилирование подкостюмного пространства осуществляется с помощью узла очистки и подачи воздуха (УОВП), размещенного под комбинезоном. УОВП состоит из блока очистки и подачи воздуха и блока питания, который необходимо заряжать от любого источника постоянного тока 0,5 А в течение 15 часов. Комплект может быть использован как защитное средство при проведении аварийно-спасательных работ и ликвидации последствий аварии с последующей дегазацией и дезактивацией комплекта.

Индивидуальные средства защиты от рентгеновских излучений для персонала и пациентов необходимо применять и в медицинских учреждениях. Но-

менклатура основных СИЗ, согласно требованиям СанПиН 2.6.1.1192-03 «Гигиенические требования к устройству и эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгеновских исследований», представлена в табл. 7 и 8.

К СКЗ относятся убежища и ПРУ. Кроме того, для защиты людей могут применяться простейшие укрытия.

Убежища - это специальные сооружения, предназначенные для защиты укрывающихся в них людей от всех поражающих факторов ядерного взрыва, отравляющих веществ, бактериальных средств, а также высоких температур и вредных газов, образующихся при пожарах. План убежища представлен на рис. 3.

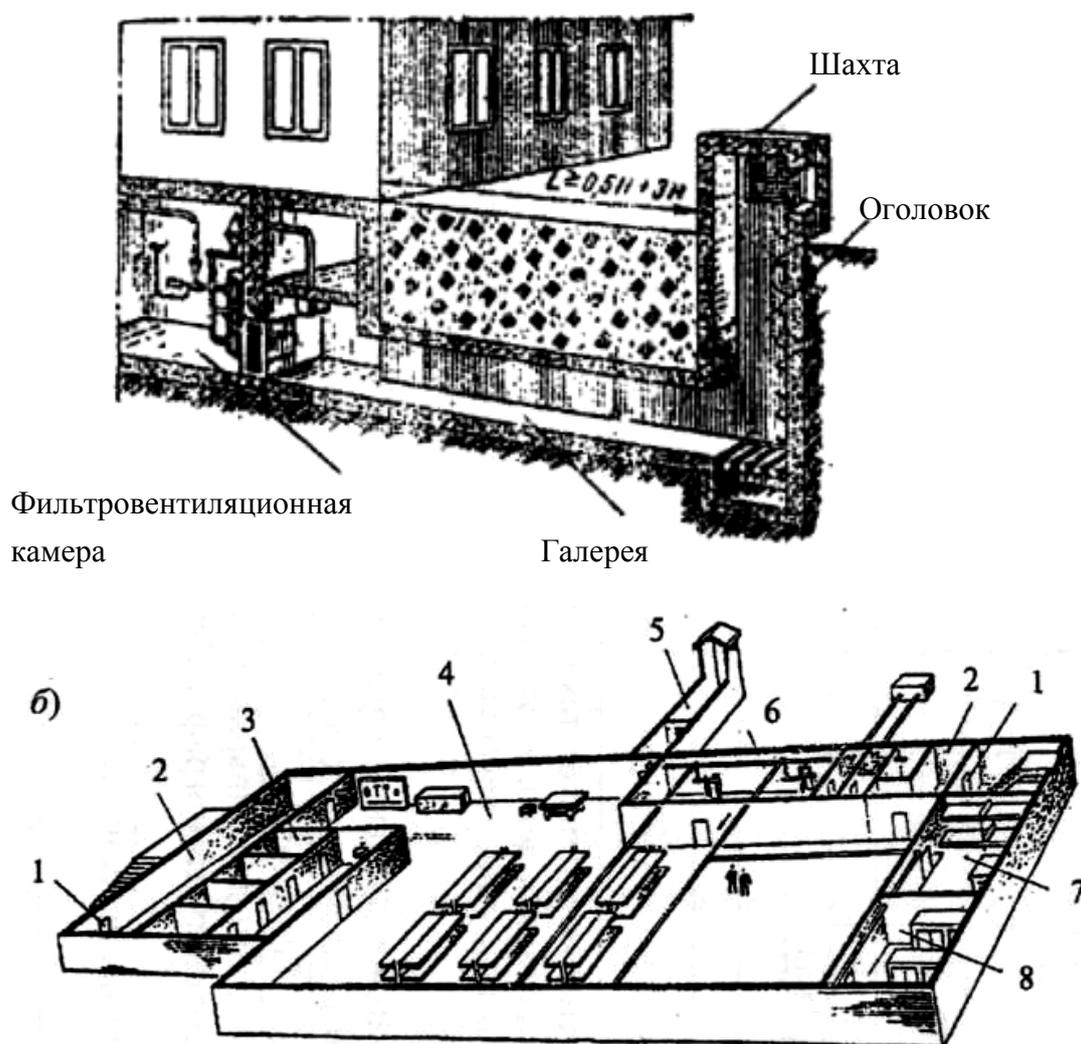


Рис. 3. Планировка убежища: а - аварийный выход в разрезе; б - общая планировка; 1 - защитно-герметические двери; 2 - шлюзовые камеры; 3 - санитарно-бытовые отсеки; 4 - основное помещение для размещения людей; 5 - галерея и оголовок аварийного выхода; 6 - фильтровентиляционный отсек; 7 - медицинская комната; 8 - кладовая для продуктов

Таблица 7

Номенклатура обязательных средств радиационной защиты

Средства радиационной защиты	Назначение рентгеновского кабинета					
	Флюорография	Рентгеноскопия	Рентгенография	Урография	Маммография, денситометрия	Ангиография
Большая защитная ширма (при отсутствии комнаты управления или других средств)	1	1	1	1	1	1
Малая защитная ширма	–	1	–	1	–	1
Фартук защитный односторонний	–	1	1	1	1	1
Фартук защитный двусторонний	–	–	–	1	–	1
Воротник защитный	1	1	1	1	1	1
Передник для защиты гонад или юбка защитная	1	1	1	1	1	1
Шапочка защитная	–	1	–	1	–	1
Очки защитные	–	1	–	1	–	1
Перчатки защитные	–	1	–	1	–	1
Набор защитных пластин	–	–	1	1	–	1

Примечание. В зависимости от принятой медицинской технологии разрешается применять другие средства радиационной защиты. При рентгенологических исследованиях детей используются перечисленные защитные средства меньших размеров, а также такие специальные средства, как подгузник, пленка, пленка с отверстием.

**Набор передвижных и индивидуальных средств защиты персонала и пациентов
в рентгенодиагностическом кабинете для стоматологических исследований**

Наименование	Количество, шт
Большая защитная ширма со смотровым окном для аппаратов, работающих с обычной пленкой без усиливающего экрана, панорамных аппаратов, пантомографов (при размещении пульта управления и процедурной в одном помещении)	–
Фартук защитный односторонний легкий (для персонала)	1
Воротник защитный (для персонала)	1
Фартук защитный стоматологический (для пациента) или накидка (пелерина) защитная и передник для защиты гонад (для пациента)	2

Убежище состоит из основного и вспомогательных помещений. В основном помещении, предназначенном для размещения укрываемых, оборудуются двух- или трехъярусные нары-скамейки для сидения и полки для лежания. Вспомогательные помещения убежища – это санитарный узел, фильтровентиляционная камера, а в сооружениях большой вместимости - медицинская комната, кладовая для продуктов, помещения для артезианской скважины и дизельной электростанции. В убежище, как правило, устраивается не менее двух входов; в убежищах малой вместимости - вход и аварийный выход. Во встроенных убежищах могут быть входы с лестничных клеток или непосредственно с улицы. Аварийный выход оборудуется в виде подземной галереи, оканчивающейся шахтой с оголовком или люком на незаваливаемой территории.

Наружная дверь выполняется защитно-герметической, внутренняя - герметической. Между ними располагается тамбур. В сооружениях большой вместимости (более 300 человек) при одном из входов оборудуется тамбур-шлюз, который с наружной и внутренней сторон закрывается защитно-герметическими дверями, что обеспечивает возможность выхода из убежища без нарушения защитных свойств входа. Система воздухообеспечения обычно работает на двух режимах: чистой вентиляции (очистка воздуха от пыли) и фильтровентиляции. В убежищах, расположенных в пожароопасных районах, дополнительно предусматривается режим полной изоляции с регенерацией воздуха внутри убежища. Системы энерговодоснабжения, отопления и канализации убежищ связаны с соответствующими внешними сетями. На случай их повреждения в убежище имеются переносные электрические фонари, резервуары для хранения аварийного запаса воды, а также емкости для сбора нечистот. Отопление убежищ осуществляется от общей отопительной сети. В помещениях убежища размещаются также комплект средств для ведения разведки, защитная одежда, средства тушения пожара, аварийный запас инструмента.

Противорадиационные укрытия обеспечивают защиту людей от ионизирующих излучений при радиоактивном заражении (загрязнении) местности. Кроме того, они защищают от светового излучения, проникающей радиации (в том числе и от нейтронного потока) и частично от ударной волны, а также от непосредственного попадания на кожу и одежду людей радиоактивных, отравляющих веществ и бактериальных средств. Устраиваются ПРУ прежде всего в подвальных этажах зданий и сооружений.

В ряде случаев возможно сооружение отдельно стоящих быстровозводимых ПРУ, для чего используют промышленные (сборные железобетонные элементы, кирпич, прокат) или местные (лесоматериалы, камни, хворост и т.п.) строительные материалы. Под ПРУ приспособляют все пригодные для этой цели

заглубленные помещения: подвалы, погреба, овощехранилища, подземные выработки и пещеры, а также помещения в наземных зданиях, имеющих стены из материалов, обладающих необходимыми защитными свойствами. Для повышения защитных свойств в помещении заделывают оконные и лишние дверные проемы, насыпают слой грунта на перекрытие и делают, если нужно, грунтовую подсыпку снаружи у стен, выступающих выше поверхности земли. Герметизация помещений достигается тщательной заделкой трещин, щелей и отверстий в стенах и потолке, местах примыкания оконных и дверных проемов, ввода отопительных и водопроводных труб; подгонкой дверей и обивкой их войлоком с уплотнением притвора валиком из войлока или другой мягкой плотной ткани.

Укрытия вместимостью до 30 человек проветриваются естественной вентиляцией через приточный и вытяжной короба. Для создания тяги вытяжной короб устанавливается на 1,5-2 м выше приточного. На наружных выводах вентиляционных коробов делаются козырьки, а на входах в помещение - плотно пригнанные заслонки, которые закрываются на время выпадения радиоактивных осадков. Внутреннее оборудование укрытий аналогично оборудованию убежища. В приспособляемых под укрытия помещениях, не оборудованных водопроводом и канализацией, устанавливаются бачки для воды из расчета 3-4 л на одного человека в сутки, а туалет снабжается выносной тарой или люфт-клозетом с выгребной ямой. Кроме того, в укрытиях устанавливаются нары (скамьи), стеллажи или лари для продовольствия. Освещение осуществляется от наружной электросети или переносными электрическими фонарями. Защитные свойства ПРУ от воздействия радиоактивных излучений оцениваются коэффициентом защиты (ослабления радиации), который показывает, во сколько раз доза радиации на открытой местности больше дозы радиации в укрытии, т. е. во сколько раз ПРУ ослабляют действие радиации, а следовательно, дозу облучения людей. Защитные свойства некоторых помещений приведены в табл. 9.

Таблица 9

Защитные средства помещений

Вид помещений	Коэффициент ослабления радиации
Внутренние помещения первого этажа одно- и двухэтажных зданий: с деревянными стенами с кирпичными стенами	2 5-7
Внутренние помещения верхних этажей (за исключением последнего) многоэтажных зданий	50
Подвальные помещения одно- и двухэтажных зданий	7-12
Подвальные помещения каменных зданий	200-300
Средняя часть подвала многоэтажного здания	500-1000

Дооборудование подвальных этажей и внутренних помещений зданий увеличивает их защитные свойства в несколько раз. Так, коэффициент защиты оборудованных подвалов деревянных домов повышается примерно до 100, каменных домов - до 800-1000. Необорудованные погреба ослабляют радиацию в 7-12 раз, а оборудованные - в 350-400 раз.

Щели - открытые и перекрытые - относятся к простейшим укрытиям (рис. 4).

Щели строятся самим населением с использованием подручных местных материалов. Простейшие укрытия обладают надежными защитными свойствами. Так, открытая щель в 1,5-2 раза уменьшает вероятность поражения ударной волной, световым излучением и проникающей радиацией, в 2-3 раза снижает возможность облучения в зоне радиоактивного заражения. Перекрытая щель защищает от светового излучения полностью, понижает ударную волну - в 2,5-3 раза, проникающую радиацию и радиоактивное излучение - в 200-300 раз.

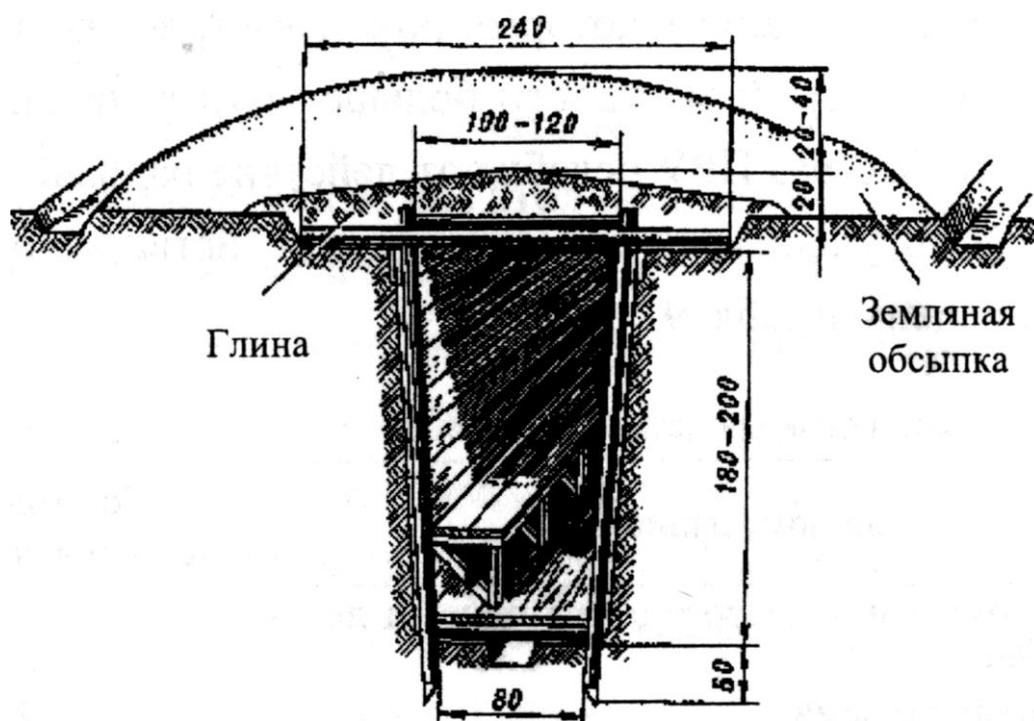


Рис. 4. Перекрытая щель (размеры даны в сантиметрах)

Щель первоначально устраивается открытой. Она представляет собой зигзагообразную траншею в виде нескольких прямолинейных участков длиной не более 15 м. Глубина ее 1,8-2 м, ширина по верху 1,1-1,2 м и по дну до 0,8 м. Длина щели определяется из расчета 0,5-0,6 м на одного человека. Нормальная вместимость щели 10-15 человек, наибольшая - 50 человек.

Строительство щели начинается с разбивки и трассировки - обозначения ее плана на местности. Вначале провешивается базисная линия, на ней откладывается общая длина щели, затем влево и вправо - половинные размеры ширины щели по верху. В местах изломов забиваются колышки, между ними натягиваются трассировочные шнуры и отрываются канавки глубиной 5-7 см.

Рытье начинается не по всей ширине, а после некоторого отступления внутрь от линии трассировки. По мере углубления постепенно подравняются откосы щели и она доводится до требуемых размеров. В дальнейшем стенки щели укрепляются досками, жердями, камышом или другими подручными материалами. Далее щель перекрывается бревнами, шпалами или малогабаритными железобетонными плитами. Поверх покрытия настилается слой гидроизоляции с применением толя, рубероида, хлорвиниловой пленки или укладывается слой мятой глины, а затем слой грунта толщиной 50-60 см.

Вход делается с одной или двух сторон под прямым углом к щели и оборудуется герметической дверью и тамбуром, помещение для укрываемых отделяется занавесом из плотной ткани. Для вентиляции устанавливают вытяжной короб. Вдоль пола прорывают дренажную канавку с водосборным колодцем, расположенным при входе в щель.

Проектирование защиты от внешнего облучения персонала и населения, согласно требованиям СП 2.6.1.799-99 (ОСПОРБ-99), необходимо проводить с коэффициентом запаса по годовой эффективной дозе, равным 2. При этом следует учитывать наличие других источников излучения и перспективное увеличение их мощности.

Проектирование защиты от внешнего ионизирующего излучения должно выполняться с учетом назначения помещений, категорий облучаемых лиц и длительности облучения. При расчете защиты с коэффициентом запаса, равным 2, проектная мощность эквивалентной дозы излучения H на поверхности защиты определяется по формуле, мкЗв/ч,

$$H = 500D/t, \quad (19)$$

где D - предел дозы для персонала или населения, мЗв/год; t - продолжительность облучения, ч/год.

Значения проектной мощности эквивалентной дозы для стандартной продолжительности пребывания в помещениях и на территориях персонала и населения с коэффициентом запаса 2 приведены в табл. 10.

**Мощность эквивалентной дозы, используемой при проектировании
защиты от внешнего ионизирующего излучения**

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
	Группа Б	Помещения организации и территория СЗЗ, где находится персонал группы Б	2000	1,2
Население		Любые другие помещения и территории	8800	0,06

Примечания: 1. В таблице приведены значения мощности дозы от техногенных источников излучения, имеющих в организации.

2. Переход от измеряемых значений эквивалентной дозы к эффективной дозе осуществляется по специальным методическим рекомендациям.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. ГОСТ Р 22.0.01-94. Безопасность в чрезвычайных ситуациях. Основные положения [Электронный ресурс]. – Введ. 01.01.1995 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
2. ГОСТ Р 22.0.07-95. Источники техногенных чрезвычайных ситуаций. Классификация и номенклатура поражающих факторов и их параметров [Электронный ресурс]. - Введ. 11.02.1995 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
3. О промышленной безопасности опасных производственных объектов [Электронный ресурс]: федер. закон № 116-ФЗ: [принят Гос. Думой 20 июня 1997 г., введ. 21 июля 1997 г.]. // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
4. МУ 2.6.1.2153-06. Оперативная оценка доз облучения населения при радиоактивном загрязнении территории воздушным путем [Электронный ресурс]: метод. указания. - Введ. 01.03.2007. // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
5. МУ 2.6.1.1088-02. Оценка индивидуальных доз облучения населения за счет природных источников ионизирующего излучения [Электронный ресурс]: метод. указания. - Введ. 01.03.2002 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
6. МУ 2.6.1.715-98. Проведение радиационно-гигиенического обследования жилых и общественных зданий [Электронный ресурс]: метод. указания. - Введ. 01.11.1998 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
7. МУ 177-112. Порядок заполнения и ведения радиационно-гигиенических паспортов организаций и территорий [Электронный ресурс]: метод. указания. - Введ. 30.12.1999 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
8. МУ 2.6.1.2005-05. Установление категории потенциальной опасности радиационного объекта [Электронный ресурс]: метод. указания. - Введ. 01.10.2005 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
9. МР 2.6.1.27-2003. Зона наблюдения радиационного объекта. Организация и проведение радиационного контроля окружающей среды [Электронный ресурс]: метод. рекомендации. - Введ. 01.21.2003 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
10. РГМ 78-2005. Излучения ионизирующие и их измерения. Термины и определения [Электронный ресурс]. - Введ. 01.09.2006 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
11. СанПиН 2.6.1.1192-03. Гигиенические требования к устройству и эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгенологических исследований [Электронный ресурс]. - Введ. 05.01.2003 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
12. НРБ 99/2009. Нормы радиационной безопасности (СанПин 2.6.1.2523-09) [Электронный ресурс]. - Введ. 09.01.2009 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
13. СП 2.6.1.799-99 (ОСПОРБ-99). Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности [Электронный ресурс]: санитар. правила. – Введ. 01.09.2000 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».

14. СП 2.6.1.2216-07. Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ (СП СЗЗ и ЗН-07) [Электронный ресурс]: санитар. правила. - Введ. 01.11.2007 // Техэксперт: инф.-справ. система / Консорциум «Кодекс».
15. Р 2.2.2006-05. Руководство по гигиенической оценке факторов рабочей среды и трудового процесса. Критерии и классификация условий труда [Электронный ресурс]. - Введ. 01.11.2005 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
16. Р 2.2/2.6.1.1195-03. Гигиенические критерии оценки условий труда и классификации рабочих мест при работах с источниками ионизирующих излучений [Электронный ресурс]: руководство. – Введ. 01.05.2003 // Техэксперт: инф.- справ. система / Консорциум «Кодекс».
17. Белозерский, Г.Н. Радиационная экология: учеб. для студентов высш. учеб. заведений / Г.Н. Белозерский. – М.: Академия, 2008. – 384 с.
18. Кудряшов, Ю.Б. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения): учебник для вузов / Ю.Б. Кудряшов; под ред. В.К. Мазурика, М.Ф. Ломанова. - М.: Физматлит, 2004.-448 с.
19. Основы рентгенодиагностической техники: учеб. пособие / под ред. Н.Н. Блинова. – М.: Медицина, 2002. – 392 с.
20. Полетаев, Ю.А. Радиационная, химическая и биологическая защита: учеб. пособие / Ю.А. Полетаев, Н.В. Голуб, М.Ю. Чайка. – Воронеж: ВГУ, 2003. – 69 с.
21. Радиация и патология: учеб. пособие / А.Ф. Цыб, Р.С. Будагов, И.А. Замулаева [и др.]; под общей ред. А.Ф. Цыба. - М.: Высш. шк., 2005. - 341 с.
22. Ремизов, А.Н. Сборник задач по медицинской и биологической физике: учеб. пособие для вузов / А.Н. Ремизов, А.Г. Максина. – М.: Дрофа, 2001.-192 с.
23. Ремизов, А.Н. Медицинская и биологическая физика: учеб. для вузов / А.Н. Ремизов, А.Г. Максина, А.Я. Потапенко. – М.: Дрофа, 2003.-560 с.

Оглавление

ВВЕДЕНИЕ.....	3
1. ВИДЫ И ИСТОЧНИКИ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	4
2. ВЕЛИЧИНЫ, ХАРАКТЕРИЗУЮЩИЕ ИОНИЗИРУЮЩИЕ ИЗЛУЧЕНИЯ. ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	6
Единицы измерения радиоактивности	6
Дозиметрия ионизирующих излучений	7
3. ВОЗДЕЙСТВИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ НА ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА.....	14
4. НОРМИРОВАНИЕ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ В НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ И АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ	17
5 . РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКИЙ ПАСПОРТ	21
Радиационно-гигиенический паспорт организации.....	22
Радиационно-гигиенический паспорт территории	25
6. СПОСОБЫ ОЦЕНКИ И КОНТРОЛЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ	30
Методы и приборы для измерения ионизирующих излучений.....	30
Радиационный контроль и зонирование населенных пунктов	36
Общие требования к проведению радиационного мониторинга	43
7. СПОСОБЫ ЗАЩИТЫ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ ОТ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ.....	51
БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК	61

Учебное издание

Сергей Владиславович Барин
Александр Григорьевич Кузьмин

**ОЦЕНКА УРОВНЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ
В НОРМАЛЬНЫХ УСЛОВИЯХ И АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ**

Учебное пособие

Редактор Л.А. Перерукова

Подписано в печать 15.05.2014. Усл. печ. л. 4,0. Тираж 20 экз.

Печать офсетная. Бумага офисная. Заказ № _____

Отпечатано: РИО ВоГУ, г. Вологда, ул. Орлова, 6