

Министерство образования Республики Беларусь  
БЕЛОРУССКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ  
УНИВЕРСИТЕТ

---

Кафедра «Охрана труда»

## ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Методические указания к проведению  
лабораторной работы по дисциплине «Охрана труда»

Минск  
БНТУ  
2010

УДК 613.648.4:331.45(076.5)(075.8)

ББК 51.26я7

И 88

Составители:

*А.М. Лазаренков, А.М. Науменко, Г.Л. Автушко*

Рецензенты:

*Н.М. Журавков, Б.М. Данилко*

Методические указания разработаны для проведения лабораторной работы (2 часа) по теме «Защита от ионизирующих излучений». Студенты имеют возможность ознакомиться с теоретической частью, а затем самостоятельно выполнить измерения мощности дозы ионизирующего излучения и произвести расчет толщины защитных экранов.

## Цель работы

1. Определение мощности доз ионизирующего излучения в зависимости от расстояния между источником и рабочим местом.
2. Исследование эффективности защиты от ионизирующих излучений экранами из различных материалов.
3. Расчет толщины экранов для защиты от ионизирующих излучений.

## Общие сведения

### *Виды ионизирующих излучений*

**Радиоактивность** – самопроизвольное превращение одних ядер в другие с испусканием ионизирующих излучений.

**Ионизирующее излучение** – излучение, взаимодействие которого с веществом приводит к образованию в этом веществе ионов разного знака.

**Радионуклиды** – радиоактивные атомы с данным массовым числом и атомным номером.

**Активность** ( $A$ ) – мера радиоактивности какого-либо количества радионуклида, находящегося в данном энергетическом состоянии в данный момент времени:

$$A = \frac{dN}{dt},$$

где  $dN$  – ожидаемое число спонтанных ядерных превращений из данного энергетического состояния, происходящих за промежуток времени  $dt$ . Единицей активности в СИ является обратная секунда ( $\text{с}^{-1}$ ), называемая беккерель (Бк).

Использувавшаяся ранее внесистемная единица активности кюри (Ки) составляет  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк.

**Активность удельная (объемная)** – отношение активности  $A$  радионуклида в веществе к массе  $m$  (объему  $V$ ) вещества:

$$A_m = \frac{A}{m}, \text{ Бк/кг};$$

$$A_V = \frac{A}{V}, \text{ Бк/м}^3.$$

Ионизирующие излучения бывают корпускулярные (альфа-, бета-, нейтронные-) и электромагнитные (гамма-, рентгеновское излучение).

*Альфа-излучение* представляет собой поток ядер гелия, испускаемых веществом при радиоактивном распаде ядер или при ядерных реакциях. Пробег альфа-частиц достигает 8–9 см в воздухе, а в живой ткани – несколько десятков микрометров. Обладая сравнительно большой массой, альфа-частицы быстро теряют свою энергию при взаимодействии с веществом, что обуславливает их низкую проникающую способность и высокую удельную ионизацию.

*Бета-излучение* – поток электронов или позитронов, возникающих при радиоактивном распаде. Максимальный пробег в воздухе составляет 1800 см, а в живых тканях 2,5 см. Ионизирующая способность бета-частиц ниже, а проникающая способность выше, чем альфа-частиц, т. к. они обладают значительно меньшей массой и при одинаковой с альфа-частицами энергии имеют меньший заряд.

*Нейтронное излучение* – поток нейтронов. Проникающая способность нейтронов зависит от их энергии и состава атомов вещества, с которым они взаимодействуют.

*Гамма-излучение* – электромагнитное (фотонное) излучение, испускаемое при ядерных превращениях или взаимодействии частиц. Гамма-излучение обладает большой проникающей способностью и малым ионизирующим действием.

*Рентгеновское излучение* возникает в среде, окружающей источник бета-излучения, в рентгеновских трубках, в ускорителях электронов и т. п. и представляет собой совокупность тормозного и характеристического излучения. *Тормозное излучение* – это фотонное излучение, испускаемое при изменении кинетической энергии заряженных частиц. *Характеристическое излучение* – это фотонное излучение, испускаемое при изменении энергетического состояния атома. Рентгеновское излучение обладает малой ионизирующей способностью и большой глубиной проникновения.

### *Дозы ионизирующих излучений и единицы их измерения*

Основные показатели ионизирующих излучений: поглощенная доза  $D$ , эквивалентная доза  $H$ , эффективная доза  $E$ .

*Доза поглощенная* – величина энергии ионизирующего излучения, переданная веществу:

$$D = \frac{de}{dm},$$

где  $de$  – средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме;

$dm$  – масса вещества в этом объеме.

Единица поглощенной дозы – грэй (Гр).

1 Гр = 1 Дж/кг.

Использовавшаяся ранее внесистемная единица рад равна 0,01 Гр.

*Доза эквивалентная* – поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий коэффициент для данного вида излучения:

$$H = D \cdot W_R,$$

где  $D$  – поглощенная доза в органе или ткани;

$W_R$  – взвешивающий коэффициент, учитывающий вид ионизирующего излучения  $R$ .

Единицей эквивалентной дозы является зиверт (Зв).

*Доза эффективная* – величина воздействия ионизирующего излучения, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения органов человека с учетом их радиочувствительности:

$$E = \sum H \cdot W_t,$$

где  $H$  – эквивалентная доза;

$W_t$  – взвешивающий коэффициент для органа или ткани.

Единица эффективной дозы – зиверт (Зв).

Кроме доз ионизирующих излучений, есть еще такой показатель, как мощность дозы. *Мощность дозы* – доза излучения за единицу времени (секунда и производные).

### ***Нормирование ионизирующих излучений***

Согласно НРБ–2000 устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

– персонал;

– все население, включая лиц из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

– *предел дозы (ПД)* – величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышать в условиях нормальной работы.

*Годовая эффективная доза (эквивалентная)* – сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения челове-

ка, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год;

– *предел годового поступления* (ПГП) – допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы;

– *контрольный уровень* (КУ) – значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, устанавливаемое для оперативного радиационного контроля с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения. КУ устанавливает само предприятие.

Эффективная доза для персонала не должна превышать 1000 мЗв за период трудовой деятельности (50 лет), а для населения за период жизни (70 лет) – 70 мЗв.

Эффективная доза для персонала не должна превышать 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные пять лет, но не более 50 мЗв в год. Для населения не должна превышать 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные пять лет, но не более 5 мЗв в год.

Для женщин в возрасте до 45 лет (персонал) вводятся дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц.

Для студентов, проходящих обучение с использованием ИИИ, годовые дозы не должны превышать  $\frac{1}{4}$  значений, установленных для персонала.

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная объемная активность дочерних продуктов радона в воздухе помещений не превышала 100 Бк/м<sup>3</sup>.

Эффективная удельная активность  $A_{эф}$  природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, бутовый камень, цементное и кирпичное сырье и пр.), добываемых на их месторождениях или отходах промышленного производства (золы, шлаки и др.), не должна превышать:

– для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс):

$$A_{эф} \leq 370 \text{ Бк/кг};$$

– для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов, а также при возведении производственных сооружений (II класс):

$$A_{эф} \leq 740 \text{ Бк/кг};$$

– для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс):

$$A_{эф} \leq 1350 \text{ Бк/кг}.$$

При проведении медицинских рентгенологических исследований годовая эффективная доза облучения этих лиц не должна превышать 1 мЗв.

### ***Биологическое действие ионизирующих излучений***

Большая опасность ионизирующего излучения заключается в том, что оно не обнаруживается органами чувств человека. Радиоактивное облучение человека может быть внешним и внутренним. При внешнем облучении, которое создается закрытыми источниками, опасны излучения, обладающие большей проникающей способностью.



Внутреннее облучение возможно, когда радионуклиды попадают внутрь организма через органы дыхания, поры кожи, слизистые оболочки, желудочно-кишечный тракт. Внутреннее облучение действует в течение всего времени нахождения радионуклидов в организме. Поэтому наибольшую опасность представляют радионуклиды с большим периодом полураспада, медленно выделяющиеся из организма или концентрирующиеся в отдельных его органах.

В результате облучения ионизирующим излучением в живой ткани поглощается энергия и возникает ионизация молекул облучаемого вещества. Ионизация живых тканей сопровождается возбуждением молекул клеток, что ведет к разрыву молекулярных связей и изменению химической структуры различных соединений. Это, в свою очередь, ведет к нарушению нормальных биохимических процессов обмена веществ в живых клетках. Воздействие большой дозы ионизирующего излучения может вызвать гибель отдельных клеток, органов, а впоследствии и всего организма.

Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить торможение функций кроветворных органов, нарушение нормальной свертываемости крови и увеличение хрупкости капилляров, расстройство деятельности желудочно-кишечного тракта и истощение организма, снижение сопротивляемости организма инфекционным заболеваниям и др.

Одним из отрицательных свойств ионизирующих излучений является суммарное, кумулятивное действие на организм. От ионизирующих излучений происходит перерождение нормальных клеток в злокачественные, возникновение лейкемии, лучевой болезни. Различают острую и хроническую лучевую болезнь.

Биологический эффект ионизирующего излучения зависит от суммарной эквивалентной дозы и времени воздействия излучения, от вида ионизирующего излучения, размеров облучаемой поверхности, группы критических органов и индивиду-

альных особенностей организма. Чем человек моложе, тем выше его чувствительность к облучению, особенно высока она у детей. Лица старше 25 лет наиболее устойчивы к облучению.

Степень опасности зависит также от скорости выведения вещества из организма. Если радионуклиды, попавшие внутрь организма, однотипны с элементами, которые потребляются человеком с пищей, то они не задерживаются на длительное время в организме, а выделяются вместе с ними.

### *Способы защиты*

К основным способам защиты от ионизирующего излучения относятся: защита временем, защита расстоянием, экранирование источников, средства индивидуальной защиты, радиопротекторы.

Для защиты от бета-излучения используются вещества с малым атомным номером – плексиглас, алюминий, силикатное стекло.

При защите от нейтронов применяют воду, парафин, графит, бериллий, бор.

От гамма- и рентгеновского излучения используются экраны из листового свинца, стали, просвинцованной резины, свинцового стекла.

Средства индивидуальной защиты являются дополнением к основным мерам защиты. К средствам повседневного назначения относятся халаты, комбинезоны, костюмы, спецобувь, противопыльные респираторы, перчатки, очки. К средствам кратковременного использования относятся изолирующие костюмы (шланговые и автономные).

Химические вещества, повышающие стойкость организма против облучения, называют *радиопротекторами*. К ним относятся цианид натрия, азиды, вещества, содержащие сульфогидные группы и др.

Служба радиационной безопасности один раз в квартал производит дозиметрический контроль. Помещения, где ис-

пользуются источники ионизирующих излучений, на дверях должны иметь знак радиационной опасности (рис. 2.1) и плакат «Посторонним вход запрещен».



Рис. 1. Знак радиационной опасности

Персонал не реже одного раза в год проходит медицинский контроль.

## **Экспериментальная часть**

### ***Установка для проведения лабораторной работы***

Установка для определения эффективности защиты экранами из различных материалов состоит из контейнера с источником радиоактивного излучения, кассеты для установки защитных экранов и дозиметра типа СРП 68-01.

### ***Назначение и порядок работы прибора СРП 68-01***

Дозиметр типа СРП 68-01 предназначен для измерения мощности дозы  $\gamma$ -излучения. Прибор допускает непрерывную работу в течение 8 ч.

### ***Подготовка к измерениям***

Исходное положение переключателя режима работы «Выкл.».

Для приведения прибора в рабочее состояние необходимо:

– включить прибор, переведя переключатель режима работы в положение «БАТ». По показанию прибора определяют напряжение батареи, которое должно находиться в пределах от 6,5 до 15 В (предел измерения 15 В);

– перевести переключатель режима работы в положение «5 В». Показание прибора должно составить  $5 \pm 0,3$  В (предел измерения 10 В).

Измерения могут быть начаты не менее чем через 1 мин.

После включения прибора:

– перевести переключатель режима работы в положение «5»;  
– снять крышку контрольного источника и присоединить блок детектирования к контрольному источнику. Предварительно снять резиновый колпачок с блока детектирования. Показания прибора за вычетом фона должны соответствовать указанному в паспорте на прибор;

– после успокоения стрелки нажать кнопку «КОНТР». Показания не должны уменьшаться более чем на 10 %;

Закрывать контрольный источник крышкой.

### *Проведение измерений*

Переключатель пределов измерения перевести в положение, соответствующее требуемому пределу, который выбрать так, чтобы показания прибора были не менее 30 % полной шкалы. Переключением рода работы устанавливается постоянная времени измерения 2,5 или 5 с. При постоянной времени 5 с повышается точность отсчета, однако вместе с тем повышается инерционность прибора.

Мощность ионизирующего излучения рассчитываются по формуле

$$P = P_{\text{пр}} - P_{\text{ф}},$$

где  $P_{\text{пр}}$  – мощность дозы, полученной при замере;  
 $P_{\text{ф}}$  – величина естественного фона.

### ***Меры безопасности при проведении работы***

При выполнении лабораторной работы студентам **ЗАПРЕЩАЕТСЯ:**

- начинать лабораторную работу без разрешения преподавателя;
- самостоятельно, без указания преподавателя включать или выключать приборы;
- открывать защитный контейнер и брать контрольный источник руками;
- без разрешения перемещать контейнер и прибор;
- при измерениях становиться напротив открытого отверстия контейнера.

### ***Порядок выполнения работы***

В лабораторной работе используется источник радиоактивного излучения от пожарного извещателя РИД-1 (плутоний-239 с активностью 0,5 мКи). Встроенный в извещатель источник не представляет опасности, так как излучение практически полностью поглощается ионизиционной камерой и стенками извещателя.

*Определение мощности дозы ионизирующего излучения  
в зависимости от расстояния / между источниками  
и рабочем местом*

Закрытый контейнер с контрольным источником устанавливается на заданном по шкале расстоянии.

Включается прибор и при открытом отверстии контейнера производятся измерения мощности дозы, создаваемой контрольным источником при расстояниях от контрольного источника 0,1, 0,2 и 0,4 м.

После измерения приборы выключают и отверстие в контейнере закрывают.

Из полученной при замере мощности дозы вычитают величину естественного фона и заносят данные в таблицу 1.

Таблица 1

Материал экрана	Мощность дозы при расстоянии до источника, м			Плотность, г/см <sup>3</sup>	Толщина экрана x, см	Примечание
	0,1	0,2	0,4			
При отсутствии защитных экранов						
Оргстекло						
Силикатное стекло						
Свинцовое стекло						
Сталь						
Просвинцованная резина						
Свинец						

По полученным данным строится график зависимости мощности дозы ионизирующего излучения от расстояния до источника (рис. 2).

Убедиться в справедливости зависимости  $\sim \frac{1}{l^2}$ , где  $l$  – расстояние до источника.

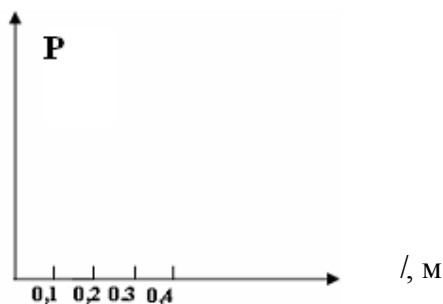


Рис. 2. Зависимость мощности экспозиционной дозы  $P$  от расстояния до источника

*Исследование эффективности защиты от  $\gamma$ -излучения экранами из различных материалов*

Материалы, используемые в лабораторной работе в качестве экранов для защиты от ионизирующего излучения: органическое стекло (плексиглас), силикатное стекло, свинцовое стекло, сталь, просвинцованная резина, свинец.

Прохождение гамма-излучения через вещество сопровождается поглощением и рассеиванием гамма-квантов.

Процесс изменения числа квантов и их энергии при прохождении через вещество называется *ослаблением гамма-излучения*.

Ослабление потока гамма-излучений от точечного источника происходит по экспоненциальному закону:

$$I_x = I_0 e^{-\mu x}, \quad (1)$$

где  $I_0$  – интенсивность гамма-излучения, измеренная прибором в отсутствие поглотителя;

$I_x$  – интенсивность гамма-излучения, измеренная прибором, при наличии поглотителя толщиной  $x$ , см;

$\mu$  – линейный коэффициент ослабления гамма-излучения, который характеризует относительное изменение интенсивности на единицу поглощения.

Используя закон ослабления гамма-излучения в узком пучке, можно определить линейные коэффициенты ослабления гамма-лучей в различных поглотителях.

Преобразовав уравнение (1), получаем формулу для определения  $\mu$ :

$$\mu = \frac{\ln \frac{I_0}{I_x}}{X}, \text{ см}^{-1}, \quad (2)$$

Кроме линейного коэффициента ослабления  $\mu$  вводится так называемый массовый коэффициент ослабления гамма-излучения  $\mu_t$ :

$$\mu_t = \frac{\mu}{\rho}, \text{ см}^2/\text{г}, \quad (3)$$

где  $\rho$  – плотность вещества.

Массовый коэффициент ослабления гамма-лучей характеризует поглощение излучения единицей массы вещества.

Зная величину линейных коэффициентов ослабления гамма-излучения, можно произвести расчет необходимой толщины экрана для снижения интенсивности потока гамма-излучений вдвое (слоя половинного поглощения):

$$X_{0,5} = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0,693}{\mu}, \text{ см}. \quad (4)$$

Слой десятичного ослабления:

$$X_{0,1} = \frac{\ln 10}{\mu} = \frac{2,3}{\mu}, \text{ см}. \quad (5)$$



В последующих расчетах необходимо учитывать величину естественного фона, которая определяется прибором без источника излучения.

Для проведения исследования необходимо:

- датчик прибора установить напротив отверстия контейнера. Между ними поместить защитный экран;

- при открытой крышке контейнера произвести замеры мощности дозы ионизирующего излучения с различными защитными экранами в зависимости от расстояния до источника. Из полученных при замерах мощности доз вычесть величину естественного фона и данные занести в табл. 1;

- полученные данные позволяют построить график зависимости величины мощности дозы  $P$  с защитными экранами из различных материалов от расстояния до источника;

- линейный коэффициент ослабления гамма-излучения определяется по формуле (2);

- массовый коэффициент ослабления рассчитывается по формуле (3);

- слой половинного и десятичного поглощения рассчитывается по формулам (4) и (5).

Учебное издание

## ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДОВ ЗАЩИТЫ ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ

Методические указания к проведению  
лабораторной работы по дисциплине «Охрана труда»

Составители:

ЛАЗАРЕНКОВ Александр Михайлович

НАУМЕНКО Александр Михайлович

АВТУШКО Галина Леонидовна

Редактор Т.Н. Микулик

Компьютерная верстка Д.А. Исаева

---

Подписано в печать 17.09.2010

Формат 60×84 <sup>1</sup>/<sub>16</sub>. Бумага офсетная.

Отпечатано на ризографе. Гарнитура Таймс.

Усл. печ. л. 1,05. Уч.-изд. л. 0,82. Тираж 100. Заказ 471.

---

Издатель и полиграфическое исполнение:

Белорусский национальный технический университет.

ЛИ № 023300/0494349 от 16.03.2009.

Проспект Независимости, 65. 220013, Минск.