

3847

Министерство образования  
Республики Беларусь



БЕЛОРУССКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ  
ТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ

---

---

Кафедра «Техническая физика»

# ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ С ПОМОЩЬЮ БЫТОВОГО ДОЗИМЕТРА

*Методические указания  
к лабораторной работе*

Минск  
БНТУ  
2010

Министерство образования Республики Беларусь  
БЕЛОРУССКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ ТЕХНИЧЕСКИЙ  
УНИВЕРСИТЕТ

---

Кафедра «Техническая физика»

ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ  
ИЗЛУЧЕНИЙ С ПОМОЩЬЮ  
БЫТОВОГО ДОЗИМЕТРА

Методические указания  
к лабораторной работе

Минск  
БНТУ  
2010

УДК 539.1.074(076.5)(075.8)

~~ББК 31.42-5я7~~

Д 62

**Составители:**

*Н.Н. Митькина, И.К. Султанова, Е.Е. Трофименко*

**Рецензенты:**

*П.Г. Кужир, А.Г. Литвинко*

В методических указаниях рассмотрены дозовые характеристики ионизирующих излучений, приведены принцип действия, устройство и технические характеристики бытового дозиметра. Описано формирование радиационного фона Земли.

## Лабораторная работа № 406

### Дозиметрия ионизирующих излучений с помощью бытового дозиметра

#### *Цель работы*

1. Ознакомиться с факторами, обуславливающими формирование естественного радиационного фона, технологически измененного естественного радиационного фона и искусственного радиационного фона.
2. Изучить дозовые характеристики ионизирующих излучений.
3. Изучить принцип действия, устройство и технические характеристики бытового дозиметра Анри 01 «Сосна».
4. Используя бытовой дозиметр Анри 01 «Сосна», провести оценку радиационной обстановки в естественных и смоделированных условиях.
5. Решить задачи.

#### *Указания по технике безопасности*

1. Включение дозиметра производится с разрешения преподавателя или инженера лаборатории.
2. Белые пластины, моделирующие сильнозагрязненные радионуклидами территории, не подносить к глазам ближе 0,5 м.
3. После проведения измерений пластины, моделирующие загрязненные радионуклидами территории тотчас сдать преподавателю для ограничения работы с радиоактивными пластинами.

#### *Контрольные вопросы*

1. Экспозиционная доза, мощность экспозиционной дозы. Единицы измерения.
2. Поглощенная доза, мощность поглощенной дозы. Единицы измерения.

3. Относительная биологическая эффективность ионизирующего излучения.
4. Эквивалентная доза, мощность эквивалентной дозы. Единицы измерения.
5. Эффективная доза. Единицы измерения.
6. Эквивалентная коллективная доза. Единицы измерения.
7. Основные источники естественного и повышенного радиационного фона.
8. Принцип действия и устройство бытовых дозиметров.
9. Для регистрации каких видов радиоактивного излучения наиболее эффективны счетчики Гейгера–Мюллера? Почему?
10. Можно ли дозиметром, в котором детектором служит счетчик Гейгера–Мюллера, измерить дозы: а) экспозиционную; б) поглощенную; в) эквивалентную?

### **1. Дозовые характеристики ионизирующих излучений**

Рентгеновское излучение,  $\gamma$ -излучение, потоки  $\alpha$ -частиц, электронов, позитронов, протонов и нейтронов называют ионизирующими излучениями, так как при прохождении через вещество они производят ионизацию атомов и молекул вещества. Количественной мерой воздействия любого вида излучения на облучаемый объект является доза.

**Экспозиционная доза  $X$**  характеризует ионизирующее действие фотонного излучения ( $\gamma$ - и рентгеновского излучения) на сухой атмосферный воздух. Экспозиционная доза равна отношению суммарного заряда  $dq$  ионов одного знака, возникающих в воздухе при полном торможении электронов и позитронов, образованных фотонным излучением в элементарном объеме воздуха, к массе воздуха  $dm$  в этом объеме:

$$X = \frac{dq}{dm}.$$

### Единицы измерения экспозиционной дозы

СИ  
[X] = Кл/кг  
(Кулон/килограмм)

Внесистемные единицы  
[X] = Р  
(Рентген)

$$1 \text{ Кл/кг} = 3876 \text{ Р}$$
$$1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$$

Экспозиционная доза названа в честь Вильгельма Конрада Рентгена (1845–1923) – немецкого физика, который открыл излучение, названное его именем.

**Мощность экспозиционной дозы  $\dot{X}$**  – отношение приращения экспозиционной дозы  $dX$  за малый промежуток времени  $dt$  к его длительности:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt}.$$

### Единицы измерения мощности экспозиционной дозы

СИ  
[ $\dot{X}$ ] = А/кг  
(Ампер/килограмм)

Внесистемные единицы  
[ $\dot{X}$ ] = Р/час  
(Рентген/час)

Измерив мощность экспозиционной дозы, можно рассчитать экспозиционную дозу за определенный промежуток времени:

$$X = \dot{X} \cdot t,$$

при условии, что  $\dot{X}(t) = \text{const}$ .

Проходя через вещество, излучение теряет энергию, а облучаемое вещество поглощает энергию. Для определения меры поглощенной энергии любого вида излучения введено понятие поглощенной дозы.

**Поглощенная доза  $D$**  – основная дозиметрическая величина, равная отношению средней энергии  $d\bar{E}$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$D = \frac{d\bar{E}}{dm}.$$

*Единицы измерения поглощенной дозы*

СИ  
 $[D] = \text{Гр}$   
 (Грей)

Внесистемные единицы  
 $[D] = \text{рад}$   
 (рад)

$$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$$

Единица измерения поглощенной дозы в СИ получила название в честь английского ученого Луиса Гарольда Грея, внесшего большой вклад в развитие радиационной дозиметрии. Один Грей равен поглощенной дозе излучения, при которой веществу массой 1кг передается энергия ионизирующего излучения, равная 1 Дж.

Рад – аббревиатура от англ. radiation absorbed dose – поглощенная доза излучения.

**Мощность поглощенной дозы  $\dot{D}$**  – отношение приращения поглощенной дозы  $dD$  за малый промежуток времени  $dt$  к его длительности:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}.$$

*Единицы измерения мощности поглощенной дозы*

СИ  
 $[\dot{D}] = \text{Гр/с}$   
 (Грей/секунду)

Внесистемные единицы  
 $[\dot{D}] = \text{рад/час}$   
 (рад/час)

Предполагая, что мощность поглощенной дозы остается постоянной в течение некоторого времени, легко рассчитать поглощенную дозу за это время:

$$D = \dot{D} \cdot t.$$

Измерение поглощенной дозы в веществе часто вызывает большие трудности, поэтому используют связь между экспозиционной и поглощенной дозами:

$$D = f \cdot X,$$

где  $f$  – коэффициент перехода от экспозиционной к поглощенной дозе:

в воздухе:

$$f = 0,873 \text{ рад/Р};$$
$$f = 33,85 \text{ Гр/Кл/кг};$$

в биологической ткани:

$$f = 0,96 \text{ рад/Р};$$
$$f = 36,9 \text{ Гр/Кл/кг}.$$

Для сравнения биологических эффектов, вызываемых различными видами ионизирующих излучений, введено понятие *относительной биологической эффективности*  $\eta$ :

$$\eta = \frac{D_0}{D_x},$$

где  $D_0$  – поглощенная доза образцового излучения, вызывающего определенный биологический эффект,  $D_x$  – поглощенная доза данного излучения, вызывающего тот же биологический эффект. В качестве образцового излучения принимают рентгеновское излучение с граничной энергией фотонов 200 кэВ. Относительная биологическая эффективность  $\eta$  зависит от многих факторов: поглощенной дозы излучения, вида облучаемого объекта и условий облучения, вида ионизирующего



излучения и т.д. Так как дозы облучения населения невелики и условия облучения за счет существующего радиационного фона практически постоянны, Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям рекомендовала использовать регламентированные значения коэффициентов относительной биологической эффективности, которые получили название «взвешивающие коэффициенты для отдельных видов излучения ( $W_R$ )». Эти коэффициенты учитывают различие поражающего действия разных видов излучения (табл. 1).

Таблица 1

Взвешивающие коэффициенты  $W_R$  для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы

Вид излучения	$W_R, \frac{Зв}{Гр}, \frac{бэр}{рад}$
Рентгеновское и $\gamma$ -излучения	1
Электроны любых энергий	1
Протоны с энергией более 2 МэВ	5
Нейтроны с энергией менее 10 кэВ	5
Нейтроны с энергией от 10 кэВ до 100 кэВ	10
Нейтроны с энергией от 100 кэВ до 2 МэВ	20
Нейтроны с энергией от 2 МэВ до 20 МэВ	10
Нейтроны с энергией более 20 МэВ	5
$\alpha$ -частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

*Примечание.* Все значения относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутреннего облучения – испускаемому при ядерном превращении.

**Эквивалентная доза  $H$**  учитывает особенности радиационного эффекта в биологической ткани при облучении различными видами ионизирующего излучения и равна произведению поглощенной дозы  $D$  в органе или ткани на взвешивающий коэффициент  $W_R$  для определенного вида излучения:

$$H = W_R \cdot D.$$

*Единицы измерения эквивалентной дозы*

СИ  
 $[H] = \text{Зв}$   
 (Зиверт)

Внесистемные единицы  
 $[H] = \text{бэр}$   
 (биологический эквивалент рада)

$$1 \text{Зв} = 100 \text{бэр}$$

При одновременном облучении биологической ткани (тела человека) разными видами ионизирующего излучения эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для разных видов излучения.

$$H = \sum_i H_i.$$

**Мощность эквивалентной дозы  $\dot{H}$**  – отношение приращения эквивалентной дозы  $dH$  за малый промежуток времени  $dt$  к его длительности:

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt}.$$

*Единицы измерения мощности эквивалентной дозы*

СИ  
 $[\dot{H}] = \text{Зв/с}$

Внесистемные единицы  
 $[\dot{H}] = \text{бэр/час}$

Предполагая, что мощность эквивалентной дозы остается постоянной в течение некоторого времени, легко рассчитать эквивалентную дозу за это время:

$$H = \dot{H} \cdot t.$$

**Эффективная доза  $E$**  – величина воздействия ионизирующего излучения, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения организма человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности. Эффективная доза равна сумме произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты (табл. 2):

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T,$$

где  $H_T$  – эквивалентная доза в органе или ткани,

$W_T$  – взвешивающий коэффициент для органа или ткани.

*Единицы измерения эффективной дозы*

СИ  
[E] = Зв  
(Зиверт)

Внесистемные единицы  
[E] = бэр  
(биологический эквивалент рада)

Таблица 2

Взвешивающие коэффициенты  $W_T$  для органов и тканей при расчете эффективной дозы

Название органа	$W_T$
Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстый кишечник	0,12
Легкие	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Грудная железа	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05

Название органа	$W_T$
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Клетки костных поверхностей	0,01
Остальное	0,05*

**Примечание.** При расчетах учитывать, что «Остальное» включает надпочечники, головной мозг, экстраоракальный отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку.

**Коллективная эффективная доза** – мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения. Она равна сумме индивидуальных эффективных доз. Единица эффективной коллективной дозы – человеко-Зиверт (чел.-Зв). Знание этой дозы позволяет прогнозировать количество больниц, врачей, лекарств и т.д. в регионе, подвергшемся радиоактивному загрязнению.

**Стохастические эффекты излучения** – вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы.

**Детерминированные эффекты излучения** – клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше которого тяжесть эффекта зависит от дозы.

## 2. Основы нормирования ионизирующих излучений

Нормы радиационной безопасности НРБ-2000 устанавливают две категории облучаемых лиц.

**Персонал** – физические лица, работающие с источниками излучения или находящиеся по условиям работы в зоне их

воздействия. Поскольку персонал работает во вредных условиях, стандартное время работы 1700 часов в год.

**Население** – все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются три класса нормативов:

- основные пределы доз (ПД);
- допустимые уровни монофакторного воздействия, являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПП), допустимые среднегодовые удельные активности (ДОА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и др;
- контрольные уровни.

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

Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне. Основные пределы доз облучения приведены в табл. 3.

Таблица 3

Основные пределы доз облучения (НРБ-2000)

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	Персонал	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

**Примечание.** Основные пределы доз не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. Например, решение об отселении с загрязненных радионуклидами территорий принимается при величине ожидаемой годовой эквивалентной дозы облучения 10 мЗв.

**Среднемировое значение эквивалентной дозы от внешнего природного  $\gamma$ -излучения считается равным 1 мЗв в год** по оценкам НКДАР (научного комитета по действию атомной радиации при ООН). Учитывая техногенное облучение населения согласно НРБ-2000 **допустимое значение эквивалентной дозы внешнего облучения составляет 2 мЗв в год**, что согласуется с мировой практикой.

### **3. Радиационный фон Земли**

**Радиационный фон** – совокупность всех ионизирующих излучений, облучающих все живые существа на нашей планете.

Радиационный фон складывается из естественного (природного) радиационного фона, технологически измененного естественного радиационного фона и искусственного радиационного фона.

#### **3.1. Естественный радиационный фон**

**Естественный радиационный фон** создается космическим излучением и излучением естественных радионуклидов.

**Космическое излучение** по своему происхождению подразделяется на первичное и вторичное.

**Первичное космическое излучение** образуется в пределах нашей галактики при взрывах новых и сверхновых звезд. Оно состоит, в основном, из протонов (~92 %),  $\alpha$ -частиц (~6 %). Небольшая доля (~2 %) приходится на нейтроны, электроны, фотоны и более тяжелые ядра. Частицы первичного космического излучения обладают очень большой энергией, равной в

среднем  $10^{10}$  эВ. Первичное космическое излучение практически не доходит до поверхности земли. Заряженные частицы первичного космического излучения, попав в магнитное поле Земли, изменяют направление распространения и начинают двигаться по замкнутым траекториям, образуя радиационные пояса. Только очень немногие частицы вырываются из магнитной ловушки и достигают атмосферы Земли.

**Вторичное космическое излучение** образуется в результате ядерных реакций частиц космического излучения и ядер атомов, составляющих атмосферу. Вторичное космическое излучение представляет собой поток из всех известных элементарных частиц. Состав и интенсивность вторичного космического излучения зависит от высоты над уровнем моря, географической широты и изменяется в соответствии с 11-летним циклом солнечной активности (табл. 4). Минимуму солнечной активности соответствует максимум интенсивности космического излучения.

Таблица 4

Изменение мощности дозы космического излучения  
в зависимости от высоты над уровнем моря

Высота, км	$\dot{H}$ , мкЗв/ч	$\dot{H}$ , мкЗв/год
0	0,035	
4	0,02	0,3
8,048	1,0	1,75
10	2,9	8,0
20	12,7	

**Естественные радионуклиды** по своему происхождению подразделяются на космогенные радионуклиды и радионуклиды земного происхождения.

**Космогенные радионуклиды** образуются в результате ядерных реакций частиц космического излучения и ядер атомов,

составляющих атмосферу. Всего известно около двадцати космогенных радионуклидов. Наибольший вклад в естественный радиационный фон вносят тритий (H-3) и радиоуглерод (C-14).

**Земные радионуклиды** присутствуют во всех объектах биосферы. Наибольший вклад в естественный радиационный фон вносят калий (K-40), рубидий (Rb-87) и члены радиоактивных рядов урана (U-238) и тория (Th-232).

### **3.2. Технологически измененный естественный радиационный фон**

Деятельность человека приводит к изменению сложившегося в природе распределения радионуклидов. Это вызывает изменение естественного радиационного фона, которое называют технологически измененным естественным радиационным фоном.

Источники технологически измененного естественного радиационного фона:

- добыча полезных ископаемых;
- сжигание ископаемого топлива (особенно каменного угля), содержание радионуклидов в золе на порядок выше, чем в топливе;
- использование подземных вод с повышенным содержанием радионуклидов (радоновые источники);
- применение минеральных удобрений в сельском хозяйстве;
- использование стройматериалов;
- полеты на самолетах;
- бомбардировка территорий снарядами с обедненным ураном.

За несколько лет до аварии на ЧАЭС геологи и геохимики республики сделали съемку естественной радиоактивности ее территории. Естественный радиационный фон по мощности экспозиционной дозы колебался в зависимости от пункта измерения от 2 до 12 мкР/ч. Самая малая величина радиационного фона была отмечена в районе Мозыря – 2 мкР/ч, наиболее



высокие значения были характерны для северных районов Беларуси – 12 мкР/ч, где имеются глинистые осадочные породы, обогащенные ураном.

В целом дополнительное облучение человека за счет вышечисленных источников невелико и не превышает 1 % от дозы, создаваемой естественным радиационным фоном.

### **3.3. Искусственный радиационный фон**

Развитие научно-технического прогресса привело к возникновению искусственных источников ионизирующего излучения.

Источники искусственного радиационного фона:

- рентгеновские установки, необходимые для диагностики;
- радионуклиды, используемые для диагностики и терапии;
- радионуклиды, возникающие при проведении промышленных ядерных взрывов и испытаний ядерного оружия;
- ядерный топливный цикл (добыча и производство ядерного топлива, эксплуатация АЭС, переработка и захоронение радиоактивных отходов).

Среди источников искусственного радиационного фона наибольший вклад в облучение населения вносит рентгеновская диагностика. Величина индивидуальной эффективной дозы зависит от вида обследования, технического состояния оборудования и квалификации персонала. По данным НКДАР (Научный комитет по действию атомной радиации) она лежит в пределах от 0,05 до 10 мЗв на одно обследование.

### **4. Принцип действия и устройство бытовых дозиметров**

Дозиметрические приборы для населения предназначены для оценки радиационной обстановки на местности, в жилых и рабочих помещениях. Наиболее распространенным видом ионизирующего излучения является гамма-излучение. Необходимость в контроле бета-частиц и нейтронного излучения возникает реже.

Дозиметры измеряют мощность экспозиционной дозы в воздухе ( $\text{мкР/ч}$ ). Их полезно иметь в загрязненных районах для того, чтобы контролировать уровень гамма-фона и избежать сильно загрязненных цезием пятен.

Невозможно достаточно точное измерение с помощью приборов поглощенной, эквивалентной дозы или эффективной дозы, а именно она является объективным показателем воздействия радиоактивных излучений на организм. Значения эквивалентной дозы, измеряемые дозиметром, являются только оценочными.

Основным элементом любого прибора, измеряющего количественные характеристики ионизирующих излучений, является детектор. В дозиметрах детектором чаще всего является газоразрядный счетчик Гейгера–Мюллера. Газоразрядный счетчик (рис. 1) выполняется в виде металлического или стеклянного, покрытого внутри слоем металла, цилиндра (катода), по оси которого расположена тонкая металлическая нить (анод). Рабочий объем счетчика заполняется газом при пониженном давлении (десятки мм рт. ст.). На электроды счетчика подается напряжение в несколько сотен вольт. При взаимодействии ионизирующих частиц (электронов или  $\gamma$ -квантов) с материалом катода и молекулами газа вследствие фотоэффекта возникают первичные свободные электроны, которые под действием электрического поля перемещаются к аноду.

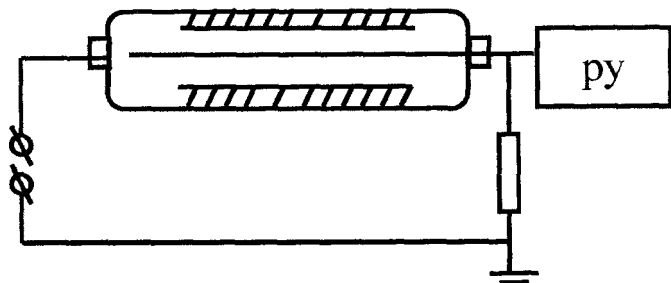


Рис. 1 Счетчик Гейгера–Мюллера

Энергия электрона, приобретенная на длине свободного пробега, превышает энергию ионизации молекул газа. В этом случае столкновение электрона с нейтральной молекулой приводит к ионизации и к появлению новых электронов, ускоряющихся электрическим полем. По мере приближения к нити число вторичных электронов лавинообразно нарастает. Возникает самостоятельный коронный разряд, который распространяется вдоль нити.

Электрические импульсы во внешней цепи, возникающие при вспышках разряда в газоразрядном счетчике, регистрируются специальной электронной схемой (РУ – регистрирующее устройство). Количество импульсов пропорционально экспозиционной дозе (мощности экспозиционной дозы). Для обеспечения показаний прибора в мкР/ч производится специальная градуировка прибора с соответствующим подбором параметров электронных схем. Используя при градуировке прибора радионуклиды определенного изотопного состава (например, стронций и иттрий), с помощью счетчиков Гейгера–Мюллера можно измерять плотность потока бета-частиц для проб, содержащих указанные радионуклиды.

На рис. 2 представлена упрощенная структурная схема типичного бытового дозиметра. Устройство детектирования излучения (УД) состоит обычно из одного-двух газоразрядных счетчиков. Таймер (Т) является устройством, формирующим интервал времени измерений. Устройство управления (УУ) преобразует сигналы, поступившие в течение интервалов времени измерения от устройства детектирования, в импульсы стандартной амплитуды и длительности и передает их на счетчик импульсов (СИ). Счетчик импульсов предназначен для подсчета импульсов за время измерения и выведения результатов на табло жидкокристаллического индикатора. Устройство звуковой сигнализации (УЗС) включает прерывистый или непрерывный звуковой сигнал в зависимости от режима работы прибора.

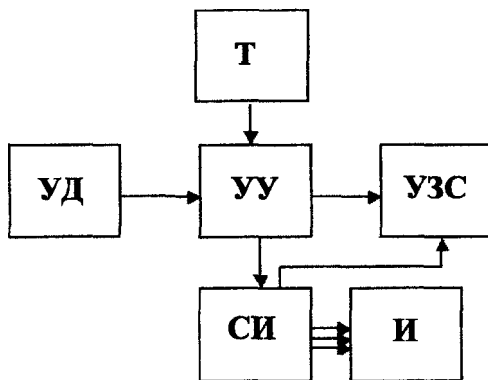


Рис. 2. Структурная схема дозиметра

Конструктивно дозиметры выполнены так, что газоразрядные счетчики экранированы специальным металлическим фильтром, препятствующим попаданию бета-частиц в рабочий объем счетчика. При необходимости эти фильтры могут быть сняты. Эффективность регистрации заряженных частиц (электронов) счётчиками Гейгера–Мюллера достигает 100 %. Эффективность регистрации гамма-квантов не превышает 7 %. Альфа-частицы этими счетчиками не регистрируются.

## 5. Порядок выполнения работы

Для оценки радиационной обстановки в естественных и смоделированных условиях в данной лабораторной работе используется дозиметр Анри 01 «Сосна».

### 5.1. Измерение естественного радиационного фона в г. Минске (мощности экспозиционной дозы фонового гамма-излучения)

5.1.1. Задняя крышка дозиметра должна быть закрыта.

5.1.2. Переведите переключатель режима работы в положение «МД».

5.1.3. Включите дозиметр и нажмите кратковременно кнопку «ПУСК/СТОП».

5.1.4. Через  $20 \pm 5$  с измерение закончится. Окончание счета импульсов сопровождается звуковым сигналом. На цифровом табло фиксируется число, соответствующее мощности экспозиционной дозы в мР/ч. Занесите данное измерение в табл. 5, переведя его значение в мкР/ч. Измерения повторите 10 раз, нажимая кнопку «ПУСК/СТОП».

5.1.5. Выключите прибор.

Таблица 5

Мощность экспозиционной дозы

№ п/п	$\dot{X}_i$ , мкР/ч	$\Delta \dot{X}_i$ , мкР/ч	$\varepsilon$ , %
1			
2			
3			
4			
5			
6			
7			
8			
9			
10			
Средние значения			

Средние значения измеренных величин рассчитываются по формуле

$$\dot{X}_{\text{ср}} = (\dot{X}_1 + \dot{X}_2 + \dots + \dot{X}_n) / n,$$

где  $n$  – число измерений.

Абсолютная погрешность  $i$ -го измерения

$$\Delta \dot{X}_i = \left| \dot{X}_{\text{ист}} - \dot{X}_i \right|;$$

$$\dot{X}_{\text{ист}} = \dot{X}_{\text{ср}}.$$

Относительная погрешность измерения

$$\varepsilon = \frac{\Delta \dot{X}_{\text{ср}}}{\dot{X}_{\text{ср}}} \cdot 100 \%$$

$\Delta \dot{X}_{\text{ср}}$  округляется до первой значащей цифры,  $\varepsilon$  округляется до второй значащей цифры.

Ответ в выводах должен быть записан в виде

$$\dot{X} = \dot{X}_{\text{ср}} \pm \Delta \dot{X}_{\text{ср}}.$$

## **5.2. Оценка мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в условиях повышенного радиационного фона**

Слабозагрязненная радионуклидами почва моделируется желтой пластиной, сильнозагрязненная почва – белой пластиной.

5.2.1. Задняя крышка дозиметра должна быть закрыта.

5.2.2. Переведите переключатель режима работы в положение «МД».

5.2.3. Расположите дозиметр на исследуемой пластине (желтой, затем белой или наоборот).

5.2.4. Включите дозиметр и нажмите кратковременно кнопку ПУСК/СТОП.

5.2.5. Через  $20 \pm 5$  с измерение закончится. На цифровом табло фиксируется число, соответствующее мощности экс-

позиционной дозы в мР/ч. Для получения мощности эквивалентной дозы в мкЗв/ч показание дозиметра умножьте на 10. Измерения повторите 5 раз для каждой пластины нажатием кнопки «ПУСК/СТОП». Данные занесите в табл. 6.

5.2.6. Выключите прибор.

Таблица 6

Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения

№ п/п	$\dot{H}_i$ , мкЗв/ч	
	Пластина желтая	Пластина белая
1		
2		
3		
4		
5		
Средние значения		

### 5.3. Измерение плотности потока бета-излучения в условиях повышенного радиационного фона

Слабозагрязненная радионуклидами почва моделируется желтой пластиной, сильнозагрязненная почва – белой пластиной.

5.3.1. Задняя крышка прибора должна быть закрыта.

5.3.2. Переверните переключатель режимов в положение «МД» и включите прибор.

5.3.3. Установите прибор на исследуемой пластине и кратковременно нажмите кнопку «ПУСК/СТОП». Через  $20 \pm 5$  с счет импульсов прекратится. Запишите фоновое показание прибора  $N_\gamma$  без учета запятой на табло в табл. 7. Например, показание на табло 0,045. Тогда  $N_\gamma = 45$ .

5.3.4. Выключите прибор.

5.3.5. Откройте заднюю крышку прибора.

5.3.6. Выполните измерения с открытой задней крышкой аналогично п. 5.3.3. Запишите показания прибора  $N_{\gamma+\beta}$  без учета запятой на табло в табл. 7.

5.3.7. Рассчитайте по формуле плотность потока бета-частиц, испускаемых исследуемой пластиной:

$$\Phi_{\beta} = k(N_{\beta+\gamma} - N_{\gamma})$$

где  $k = 0,008$  част/(с · см<sup>2</sup> · имп.) – градуировочный коэффициент, определенный при заводской аттестации дозиметра Анри 01 «Сосна»;

$N_{\gamma}$  (имп.) – показание прибора без учета запятой на табло при измерении с закрытой задней крышкой, экранирующей бета-излучение;

$N_{\beta+\gamma}$  (имп.) – показание прибора без учета запятой на табло при измерении с открытой задней крышкой. Результаты вычислений занесите в табл. 7.

5.3.8. Сравните значения плотности потока бета-частиц, испускаемых с различных поверхностей, со значениями предельно допустимого потока (ПДП). Проанализируйте результаты проведенного сравнения.

5.3.9. Укажите, соответствует ли допустимым уровням загрязненность исследуемых в работе поверхностей бета-излучающими радионуклидами.

Таблица 7

Измерение плотности потока бета-излучения

Пластина	Показания дозиметра		Плотность потока, част./см <sup>2</sup> · с	ПДП, част./см <sup>2</sup> · с
	$N_{\gamma}$	$N_{\gamma+\beta}$	$\Phi_{\beta}$	
желтая				26
белая				



## 6. Задачи

1. Исходя из измеренной мощности эквивалентной дозы, определить, может ли персонал работать в данных условиях повышенного радиационного фона в соответствии с нормами радиационной безопасности НРБ-2000 (см. параграф 2). Рассчитать возможную продолжительность работы персонала в данных условиях повышенного радиационного фона.

2. Определить, может ли население проживать в данных условиях повышенного радиационного фона в соответствии с нормами радиационной безопасности НРБ-2000 (см. параграф 2). Рассчитать возможную продолжительность проживания населения в данных условиях повышенного радиационного фона.

3. Исходя из измеренной мощности экспозиционной дозы, рассчитать эквивалентную дозу, которую получает житель Минска за год. Сравнить эквивалентную дозу со среднемировым значением.

4. Рассчитать эквивалентную дозу облучения, которую получил студент за время работы с пластинками, моделирующими загрязненную радионуклидами территорию.

## Литература

1. Кужир, П.Г. Радиационная безопасность / П.Г. Кужир, И.А. Сатиков, Е.Е. Трофименко. – Минск, 1999.
2. Лукашевич, В.К. Географические очерки природы Белоруссии / В.К. Лукашевич. – Минск, 1983.
3. Защита от ионизирующих излучений. В 2 т. Т. 1 / Н.Г. Гусев [и др.]. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
4. Люцко, А.М. Выжить после Чернобыля / А.М. Люцко, И.В. Ролевич, В.И. Тернов. – Минск: Вышэйшая школа, 1990.
5. Радиационная безопасность. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000). Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСП-2002). – Минск, 2003.

## Дозиметр-радиометр бытовой АНРИ-01 «СОСНА»

### 1. Назначение

Прибор предназначен для измерения мощности экспозиционной (эквивалентной) дозы гамма-излучения, измерения плотности потока бета-излучения загрязненных поверхностей и оценки объемной активности радионуклидов в веществах.

### 2. Технические данные

Диапазон измерения мощности экспозиционной дозы — 0,010÷9,999 мР/ч, мощности эквивалентной дозы гамма-излучения — 0,1÷99,99 мкЗв/ч. Основная относительная погрешность измерения  $\pm 30\%$ .

*Примечание.* Значение мощности эквивалентной дозы в мкЗв/ч определяют путем умножения показаний прибора на коэффициент 10.

Диапазон измерения плотности потока бета-излучения — 10–5000 1/(см<sup>2</sup>·мин). Основная относительная погрешность измерения  $\pm 45\%$ .

Диапазон оценки активности радионуклида цезий-137 —  $10^{-7} \div 10^{-6}$  Ки/л ( $3,7 \cdot 10^3 \div 7,4 \cdot 10^4$  Бк/л).

### 3. Описание и устройство прибора

Внешний вид бытового радиометра-дозиметра АНРИ-01 «СОСНА» показан на рис. П1. Блок детектирования и измерительный блок смонтированы в едином пластмассовом корпусе. Детектирование излучения осуществляется с помощью четырех газоразрядных цилиндрических счетчиков Гейгера–Мюллера типа СБМ-20, схема которого приведена на рис. 1. Для индикации результатов измерений в приборе используется жидкокристаллический цифровой индикатор 1. Управление прибором

осуществляется переключателем режимов работы 2, кнопками 3 – «КОНТР», 4 – «ПУСК», 5 – «СТОП», выключателем 6.

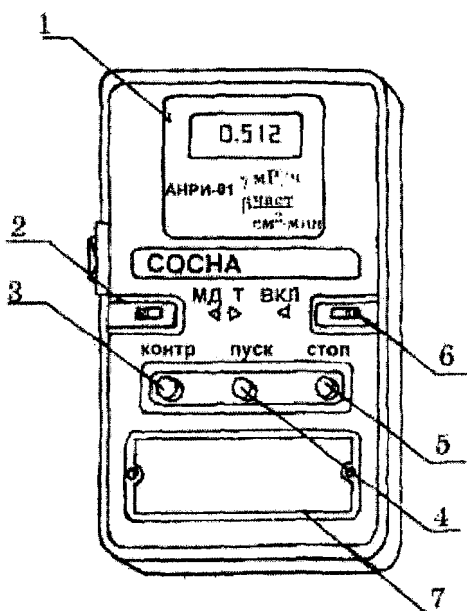


Рис. П1

Источником питания радиометра-дозиметра «СОСНА» служит батарея постоянного тока типа 6PLF22, размещенная в отсеке для питания, закрытом легко съемной крышкой 7.

Дозиметр регистрирует гамма-излучение с энергией 0,06–1,25МэВ и бета-излучение с энергией 0,5–3,0 МэВ.

К нижней части корпуса крепится поворотная задняя крышка, являющаяся экранирующим фильтром. Под крышкой расположена плата с установленными на ней счетчиками излучения. При попадании в рабочие объемы счетчиков ионизирующих частиц на нагрузку счетчиков появляются электрические импульсы. Число импульсов подсчитывается электронной схемой (рис. 2) и отображается на табло индикатора. При установке переключателя режимов работы в положение «МД»

в приборе работает внутренний таймер, который через заданное время прекращает счет импульсов.

Величины длительности временного интервала таймера и частоты следования импульсов генератора таймера подбираются при регулировании таким образом, чтобы обеспечить прямой отсчет экспозиционной дозы гамма-излучения в мР/ч.

При установке переключателя режимов работы в положение «Т» таймер не работает и на табло регистрируется общее количество импульсов за заданный потребителем период времени.

Схема сигнализации прибора выдает звуковой сигнал по окончании времени измерения (положение «МД») или короткий звуковой сигнал при прохождении каждого десятого импульса (положение «Т»).

В схеме прибора предусмотрена возможность проверки исправности работы пересчетной схемы.

Прибор имеет четыре режима работы:

- режим «поиск» для грубой оценки радиационной обстановки по частоте следования звуковых сигналов;
- режим измерения мощности экспозиционной (эквивалентной) дозы гамма-излучения;
- режим измерения плотности потока бета-излучения. В радиометрическом режиме работы прибор измеряет плотность потока бета-частиц в диапазоне  $10-5000$  част./ $(\text{мин} \cdot \text{см}^2)$ ;
- режим оценки объемной активности радионуклидов. Работать в этом режиме данным прибором бессмысленно в связи с его малой чувствительностью. Однако при большом времени измерения и малом уровне фона можно достаточно точно оценить объемную (удельную) активность.

**Примечание.** Прибор проградуирован на измерение плотности потока бета-частиц по радионуклидам стронций-90 + иттрий-90. Для других радионуклидов необходима соответствующая градуировка.

Учебное издание

**ДОЗИМЕТРИЯ ИОНИЗИРУЮЩИХ  
ИЗЛУЧЕНИЙ С ПОМОЩЬЮ  
БЫТОВОГО ДОЗИМЕТРА**

Методические указания  
к лабораторной работе

Составители:

МИТЬКИНА Нина Николаевна  
СУЛТАНОВА Ирена Константиновна  
ТРОФИМЕНКО Евгений Евгеньевич

Редактор Т.А. Подолякова  
Компьютерная верстка Д.К. Измайлович

---

Подписано в печать 06.08.2010.

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

Отпечатано на ризографе. Гарнитура Таймс.

Усл. печ. л. 1,69. Уч.-изд. л. 1,32. Тираж 100. Заказ 371.

---

Издатель и полиграфическое исполнение:

Белорусский национальный технический ун

ЛИ № 02330/0494349 от 16.03.2009.

Проспект Независимости, 65. 220013, М