



Министерство образования Республики Беларусь

Учреждение образования  
«Гомельский государственный технический  
университет имени П. О. Сухого»

Кафедра «Промышленная теплоэнергетика и экология»

**Н. С. Крючек, О. Ю. Морозова, В. В. Невзоров**

**ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ И ОБЪЕКТОВ  
ОТ ЧРЕЗВЫЧАЙНЫХ СИТУАЦИЙ.  
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

**ПРАКТИКУМ**

**по одноименному курсу для студентов  
всех специальностей дневной формы обучения**

**Гомель 2010**

УДК 355.58+614.876(075.8)  
ББК 68.9я73  
К85

*Рекомендовано научно-методическим советом  
энергетического факультета ГГТУ им. П. О. Сухого  
(протокол № 6 от 09.02.2010 г.)*

Рецензент: канд. техн. наук, доц. каф. «Физика» ГГТУ им. П. О. Сухого *И. И. Злотников*

**Крючек, Н. С.**  
К85      Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность : практикум по одноим. курсу для студентов всех специальностей днев. формы обучения / Н. С. Крючек, О. Ю. Морозова, В. В. Невзоров. – Гомель : ГГТУ им. П. О. Сухого, 2010. – 40 с. – Систем. требования: PC не ниже Intel Celeron 300 МГц ; 32 Mb RAM ; свободное место на HDD 16 Mb ; Windows 98 и выше ; Adobe Acrobat Reader. – Режим доступа: <http://lib.gstu.local>. – Загл. с титул. экрана.

Рассмотрены методики оценки радиационной опасности и основных способов противорадиационной защиты, радиационной обстановки при аварии на радиационно-опасном объекте, методики расчета доз внешнего и внутреннего радиационного облучения человека. Предложены типовые задачи по оценке обстановки в чрезвычайных ситуациях природного и техногенного характера.

Для студентов всех специальностей дневной формы обучения.

**УДК 355.58+614.876(075.8)**  
**ББК 68.9я73**

© Учреждение образования «Гомельский  
государственный технический университет  
имени П. О. Сухого», 2010

## Введение

Основными задачами по подготовке студентов по курсу «Защита населения и объектов от чрезвычайных ситуаций. Радиационная безопасность» являются: изучение методов прогнозирования чрезвычайных ситуаций и мероприятий по их предупреждению, приобретение умений оценки обстановки в чрезвычайных ситуациях, работе с приборами химического, дозиметрического и экологического контроля, а также с другим оборудованием.

Изучение указанных задач позволит студентам, будущим специалистам народного хозяйства страны, правильно действовать в условиях чрезвычайных ситуаций и принимать соответствующие решения на своих участках работы, организовывать работу по обеспечению безопасности в чрезвычайных ситуациях, выживать в чрезвычайных ситуациях мирного и военного времени, решать задачи защиты населения от опасностей природного, техногенного, биологосоциального и экологического характера.

Одной из потенциальных опасностей техногенного характера является радиационная опасность. Она складывается в случае аварий, катастроф на радиационно-опасных объектах с выбросом радиоактивных веществ за их пределы и загрязнения обширных территорий (пример – катастрофа на Чернобыльской АЭС), а также в результате ядерных взрывов. Представляет актуальную задачу умение оценить радиационную обстановку и основные способы противорадиационной защиты.

В предлагаемом практическом пособии рассматриваются методики оценки радиационной обстановки при аварии на радиационно-опасном объекте методами прогнозирования и по данным радиационной разведки, оцениваются основные способы противорадиационной защиты и их эффективность, предложены типовые задачи, решение которых позволит закрепить теоретические знания и практические навыки, необходимые для выполнения профессиональных обязанностей и гражданского долга в условиях возможных чрезвычайных ситуаций. По итогам расчетов по приведенным заданиям представляются отчеты по формам таблиц 1.6, 2.1 и 3.8.

# 1. ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОПАСНОСТИ И ОСНОВНЫХ СПОСОБОВ ПРОТИВОРАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

## 1.1 Порядок выполнения работы и методические указания

1. Переписать форму отчета на отдельный лист (табл. 1.6).
2. Изучить краткие теоретические сведения (подраздел 1.2).
3. Номер варианта выбрать в соответствии с порядковым номером фамилии студента в журнале учета занятий.

## 1.2. Краткие теоретические сведения

Различают физические, химические и биологические способы защиты человека от ионизирующих излучений (ИИ). Целью работы является оценка радиационной опасности ИИ и эффективности основных способов физической защиты: защита временем, расстоянием и экранированием. Оценку произвести, решив типовые задачи индивидуальных заданий.

В практике оценки эффективности защиты от ИИ приходится сталкиваться с активностью радиоактивного распада, т.е. скоростью ядерных превращений.

*1.2.1. Активность ( $A$ )* – это физическая величина, характеризующая число радиоактивных распадов в единицу времени

$$A = \frac{dN}{dt}, \quad (1.1)$$

где  $dN$  – число ядер, распадающихся в источнике за время  $dt$ .

Основной закон радиоактивного распада определяет, что активность радионуклида  $A(t)$  и число радиоактивных атомов  $N(t)$  уменьшаются во времени по экспоненциальному закону:

$$A(t) = A_0 \cdot e^{-\lambda t}; \quad N(t) = N_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (1.2)$$

где  $A_0$  и  $A$  – активность начальная (в момент времени  $t_0$ ) и конечная (в момент времени  $t$ );

$N_0$  и  $N$  – число радиоактивных атомов в начальное и конечное время;

$t$  – текущее время;

$\lambda$  – постоянная распада,  $\text{с}^{-1}$ .

Постоянная распада характеризует долю атомов данного радионуклида, распадающихся в единицу времени:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{0,693}{T_{1/2}}, \quad (1.3)$$

где  $T_{1/2}$  – период полураспада – время, за которое распадается половина первоначального числа радиоактивных ядер.

Основной закон радиоактивного распада, выраженный через активность и период полураспада, имеет вид:

$$A = \frac{A_0}{2^{\frac{t}{T_{1/2}}}}. \quad (1.4)$$

Единицей активности в системе единиц СИ принят Беккерель (Бк). 1Бк равен одному распаду в секунду. Часто используется несистемная единица активности Кюри (Ки). За 1 Ки принята активность 1 грамма радия-226, равная  $3,7 \cdot 10^{10}$  распадов в секунду. Следовательно:

$$1 \text{ Ки} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}; \quad 1 \text{ Бк} = 2,7 \cdot 10^{-11} \text{ Ки} \quad (1.5)$$

Радиоактивные вещества могут находиться в различном агрегатном состоянии: аэрозольном, взвешенном состоянии в жидкости или в воздухе. Поэтому в дозиметрической практике часто используют величину удельной, поверхностной и объемной активности или концентрации радиоактивных веществ в воздухе, жидкости и в почве.

Удельную, объемную и поверхностную активности можно записать соответственно в виде:

$$A_m = \frac{A}{m}; \quad A_v = \frac{A}{v}; \quad A_s = \frac{A}{s}, \quad (1.6)$$

где  $m$  – масса вещества

$v$  – объем вещества;

$s$  – поверхностная активность.

Для пересчета удельной активности  $A_m$  в поверхностную  $A_s$  и объемную  $A_v$ , формулу для  $A_m$  запишем в виде:

$$A_m = \frac{A}{m} = \frac{A}{s \cdot c \cdot h} = \frac{A_s}{c \cdot h} = \frac{A_v}{c}, \quad (1.7)$$

где  $\rho$  – плотность почвы, в Республике Беларусь (принята равной  $1000 \text{ кг/м}^3$ );

$h$  – корнеобитаемый слой почвы равный  $0,2 \text{ м}$ ;

$s$  – площадь радиоактивного заражения,  $\text{м}^2$ .

$$\text{Тогда: } A_m = 5 \cdot 10^{-3} \cdot A_s; \quad A_m = 10^{-3} \cdot A_v \quad (1.8)$$

В формулах удельная активность выражается в Бк/кг или Ки/кг; поверхностная – в Бк/ $\text{м}^2$  или Ки/ $\text{м}^2$ ; объемная – в Бк/ $\text{м}^3$ , Бк/л или Ки/ $\text{м}^3$ ; Ки/л.

Если известна активность радионуклида  $A$ , можно определить массу  $m$  в граммах радиоактивного вещества и наоборот, используя формулу

$$m = \frac{M \cdot A \cdot T_{1/2}}{0,693 \cdot N_a}, \quad (1.9)$$

где  $M$  – массовое число (сумма протонов и нейтронов ядра);

$T_{1/2}$  – период полураспада, с;

$N_a$  – число Авогадро, равное  $6,022 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1}$ .

Количество радиоактивных атомов  $N$  в массе вещества  $m$  определяется по формуле:

$$N = \frac{m \cdot N_a}{M}. \quad (1.10)$$

По известному количеству радиоактивных атомов активность радионуклида определяется по формуле:

$$A = \frac{0,693 \cdot N}{T_{1/2}}, \quad (1.11)$$

где  $A$  – активность, Бк;

$N$  – число радиоактивных атомов;

$T_{1/2}$  – период полураспада, с.

1.2.2. *Гамма-излучение* – это коротковолновое электромагнитное излучение или поток незаряженных частиц – фотонов, распространяющихся в воздухе со скоростью 300 тыс.км/с. Гамма-лучи испускаются атомами в результате альфа- или бета- распада, ядерных реакций, аннигиляции частиц и др. Гамма-кванты не имеют массы, не могут замедляться в среде, они могут поглощаться или рассеиваться. Проходя через вещество гамма-излучение ослабляется по экспоненциальному закону, но полностью не исчезает. Для узкого пучка, состоящего из  $\gamma$ -квантов одинаковой энергии, интенсивность излучения ( $I$ ) будет равна:

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (1.12)$$

где  $I_0$  – начальная интенсивность  $\gamma$ -излучения, эВ;

$I$  – конечная интенсивность  $\gamma$ -излучения, эВ;

$\mu$  – линейный коэффициент поглощения, см<sup>-1</sup>;

$x$  – толщина слоя вещества-поглотителя, см.

Величину  $\mu$  определяют из таблицы в зависимости от энергии излучения и вида вещества-поглотителя. Толщину слоя вещества-поглотителя  $x$  определяют по зависимости

$$x = \frac{\ln\left(\frac{I_0}{I}\right)}{\mu} . \quad (1.13)$$

Прохождение  $\gamma$ -излучения в геометрии широкого пучка описывается зависимостью:

$$I = I_0 \cdot B \cdot e^{-\mu x} , \quad (1.14)$$

где  $B$  – фактор накопления (безразмерный коэффициент), учитывающий вклад рассеянных  $\gamma$ -квантов.

Для различных регистрирующих эффектов различают факторы накопления: числовые – для плотности потока фотонов; энергетические – для плотности потока энергии фотонов; дозовые – для поглощенной в среде энергии. Фактор накопления зависит от энергии излучения ( $E = h \cdot \nu$ ), порядкового номера ( $Z$ ) материала поглотителя и

его толщины ( $x$ ), а также от геометрии источника и защиты и их взаимного расположения. Значение фактора накопления всегда больше единицы и растет с увеличением толщины поглотителя.

При решении практических задач защиты от ИИ удобно использовать дозовые факторы накопления  $B_0(h \cdot v; \mu x, Z)$ , так как доза определяет степень воздействия излучения на человека.

В практических расчетах пользуются такой величиной, как «слой половинного ослабления» ( $d$ ), т.е. такая толщина слоя вещества, при прохождении которой интенсивность  $\gamma$ -излучения ослабляется в 2 раза.

Слой половинного ослабления определяется по формуле (1.15) или для некоторых материалов выбирается из таблицы 1.1.

$$d = \frac{\ln 2}{\mu} = \frac{0,693}{\mu}, \text{ см.} \quad (1.15)$$

С учетом (1.15) формула (1.12) примет вид:

$$K_{\text{осл}} = 2^{\frac{x}{d}}, \quad (1.16)$$

где  $K_{\text{осл}}$  – коэффициент ослабления  $\gamma$ -излучения различными материалами поглотителями, раз.

$K_{\text{осл}}$  рассчитывают при оценке эффективности защиты от ИИ с использованием экранирующих материалов.

Для оценки защиты от  $\gamma$ -излучения временем и расстоянием используют формулы:  $X = \tilde{X} \cdot t$ ;  $\tilde{X} = \frac{A \cdot \Gamma_\gamma}{R^2}$ , (1.17)

где  $X$  – экспозиционная доза фотонного излучения, р;

$\tilde{X}$  – мощность экспозиционной дозы,  $\frac{\text{р}}{\text{ч}}$ ;

$A$  – активность источника, мКи;

$t$  – время воздействия излучения на объект облучения, ч;

$\Gamma_\gamma$  – гамма постоянная радионуклида,  $\frac{\text{р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$ .

Значения  $\Gamma_\gamma$  для различных радионуклидов приведены в таблице 1.2.

Таблица 1.1

Толщина слоя половинного ослабления ( $d$ ) материалами

Материал	Плотность $\rho$ , г/см <sup>3</sup>	Толщина $d$ , см		
		гамма-излуч. проникающей радиации	гамма-излуч. радиоактивного заражения	нейтроны
Вода	1,0	23	13	2,7
Древесина	0,7	33	18,5	9,7
Грунт	1,6	14,4	8,1	12
Кирпич	1,6	14,4	8,1	9,1
Бетон	2,3	10	5,7	12
Кирпичная кладка	1,5	15	8,7	10
Глина утрамбованная	2,06	11	6,3	8,3
Известняк	2,7	8,5	4,8	6,1
Полиэтилен	0,95	24	14	2,7
Стеклопластик	1,7	12	8	4
Сталь, железо	7,8	3	1,7	11,5
Свинец	11,3	2	1,2	12

Таблица 1.2

Значения гамма - постоянной ( $\Gamma_\gamma$ ) для различных радионуклидов

Радионуклид	<sup>235</sup> U	<sup>24</sup> Na	<sup>60</sup> Co	<sup>226</sup> Ra	<sup>90</sup> Sr	<sup>64</sup> Cu	<sup>137</sup> Cs	<sup>134</sup> Cs	<sup>40</sup> K	<sup>131</sup> I	<sup>59</sup> Fe	<sup>41</sup> Ar
$\Gamma_\gamma$ ; р·см <sup>2</sup> ч·мКи	0,74	19,0	12,9	8,25	14,1	1,16	3,24	8,72	5,07	2,16	8,1	6,58

Таблица 1.3

**Коэффициент линейного ослабления гамма-излучения для  
различных материалов ( $\mu$ , см<sup>-1</sup>)**

$E_\gamma$ , кэВ	Материал защиты, плотность (г/см <sup>3</sup> )				
	Вода, 1,0	Алюми- ний, 2,7	Бетон, 2,3	Железо, 7,8	Свинец, 11,3
50	0,340	0,912	0,800	5,84	124
100	0,171	0,456	0,397	2,92	62,1
150	0,150	0,390	0,350	2,10	36,4
200	0,137	0,329	0,291	1,15	10,7
300	0,119	0,281	0,251	0,86	4,28
400	0,106	0,250	0,224	0,74	2,50
511	0,095	0,225	0,200	0,65	1,70
600	0,090	0,210	0,190	0,60	1,35
662	0,086	0,200	0,180	0,57	1,18
750	0,079	0,185	0,170	0,53	0,99
900	0,075	0,175	0,160	0,50	0,90
1000	0,071	0,166	0,150	0,47	0,80

Таблица 1.4

**Значения взвешивающих коэффициентов излучения**

Вид излучения	$W_R$
Фотоны любых энергий	1
Электроны любых энергий, $\beta$ -излучение	1
Нейтроны $E < 10$ кэВ	5
$E = 10 \div 100$ кэВ	10
$E = 100$ кэВ $\div$ 2 МэВ	20
$E = 2 \div 20$ МэВ	10
$E > 20$ МэВ	5
Протоны с энергией $> 2$ МэВ	5
$\alpha$ -частицы, осколки деления, ядра отдачи	20

Таблица 1.5

**РЕСПУБЛИКАНСКИЕ ДОПУСТИМЫЕ УРОВНИ  
содержания радионуклидов цезия-137 и стронция-90  
в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-2001)**

**НОРМИРУЕМЫЕ ВЕЛИЧИНЫ**

Наименование продукции	Ки/кг, Ки/л	Бк/кг, Бк/л
<b>Для цезия-137</b>		
Вода питьевая	$2,7 \cdot 10^{-10}$	10
Молоко и цельномолочная продукция	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Молоко сгущенное и концентрированное	$5,4 \cdot 10^{-9}$	200
Творог и творожные изделия, сыры сычужные и плавленые	$1,4 \cdot 10^{-9}$	50
Масло коровье	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Мясо и мясные продукты, в том числе: – говядина, баранина и продукты из них	$1,4 \cdot 10^{-8}$	500
– свинина, птица и продукты из них	$4,9 \cdot 10^{-9}$	180
Картофель	$2,2 \cdot 10^{-9}$	80
Хлеб и хлебобулочные изделия	$1,1 \cdot 10^{-9}$	40
Мука, крупы. Сахар	$1,6 \cdot 10^{-8}$	60
Жиры растительные	$1,1 \cdot 10^{-9}$	40
Жиры животные, маргарин, овощи и корнеплоды	$2,7 \cdot 10^{-9}$	100
Фрукты	$1,1 \cdot 10^{-9}$	40
Садовые ягоды	$1,9 \cdot 10^{-9}$	70
Консервированные продукты из овощей, фруктов и ягод садовых	$2,0 \cdot 10^{-9}$	74
Дикорастущие ягоды и консервированные продукты из них	$2,7 \cdot 10^{-9}$	185
Грибы свежие	$1,0 \cdot 10^{-8}$	370
Грибы сушеные	$6,8 \cdot 10^{-7}$	2500
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	$1,0 \cdot 10^{-9}$	37
Прочие продукты питания	$1,0 \cdot 10^{-8}$	370
<b>Для стронция-90</b>		
Вода питьевая	$1,0 \cdot 10^{-11}$	0,37
Молоко и цельномолочная продукция	$1,0 \cdot 10^{-10}$	3,7
Хлеб и хлебобулочные изделия	$1,0 \cdot 10^{-10}$	3,7
Картофель	$1,0 \cdot 10^{-10}$	3,7
Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	$5,0 \cdot 10^{-11}$	1,85

### 1.3. Типовые задачи индивидуальных заданий

**Задача 1.** Определить активность радионуклида радия-226 в Ки и Бк, если его масса равна ( $m$ ) грамм, где  $m$  равно номеру варианта ( $T_{1/2} = 1620$  лет).

*Методические указания:* задачу решить по формулам (1.10), (1.11).

**Задача 2.** Определить, какая масса радиоактивного вещества соответствует активности  $A_1$  (цезия-137),  $A_2$  (стронция-90),  $A_3$  (плутония-239).

*Методические указания:*

- 1) задачу решить, используя формулу (1.9);
- 2) периоды полураспадов: цезия-137 – 30 лет, стронция-90 – 29 лет, плутония-239 – 24063 года;
- 3) активность радионуклидов ( $A$ ) в Ки равна номеру варианта.

**Задача 3.** Произвести пересчет поверхностной активности почв ( $A_s$ ) в удельную ( $A_m$ ) и обратно ( $A_m$  в ( $A_s$ )) в единицах системы СИ и несистемных, если  $A_m$  (Ки/кг) и  $A_s$  (Ки/км<sup>2</sup>) равны номеру варианта.

*Методические указания:*

- 1) задачу решить, используя формулы (1.5); (1.6); (1.7).

**Задача 4.** Оценить степень опасности для здоровья человека продуктов растениеводства, выращенных на загрязненной радионуклидами почве с поверхностной активностью  $A_s$  (Ки/км<sup>2</sup>), если коэффициент перехода радионуклидов из почвы в растения в среднем составляет  $K_{\pi} = 0,2$ .

*Методические указания:*

- 1) задачу решить, используя формулы (1.8);
- 2) значение  $A_s$  равно номеру варианта;
- 3) полученное значение  $A_m$  в Бк/кг сравнить с Республиканскими допустимыми уровнями РДУ-2001 (таблица 1.5), предложить способы дезактивации.

**Задача 5.** Во сколько раз ослабляется гамма-излучение кирпичной кладкой толщиной  $x = 20, 30, 40, 50$  см, какова эффективность защиты?

*Методические указания:*

- 1) задачу решить, используя формулы (1.15) и (1.16);
- 2) эффективность защиты показать, построив график зависимости  $K_{\text{осл}} = f(x)$ .

**Задача 6.** На свинцовую пластину падает поток гамма-квантов с энергией 0,662 МэВ. Пройдя слой пластины, интенсивность гамма-излучения уменьшилась на 30%. Определить толщину пластины и толщину слоя половинного ослабления.

*Методические указания:* задачу решить, используя формулы (1.13) и (1.15), таблицу 1.3.

**Задача 7.** Местность загрязнена аэрозолями цезия-137 с поверхностной активностью  $A_{\text{ос}}$ , равной номеру варианта в Ки/км<sup>2</sup>. Через сколько лет  $t$  начальная поверхностная активность уменьшится до величины  $A_s = 0,2$  Ки/км<sup>2</sup>, безопасной для проживания людей.

*Методические указания:* задачу решить по формуле (1.4).

В формуле  $A_0 = A_{\text{с0}}$ ;  $A = A_s$ .

**Задача 8.** Рассчитать безопасное время работы  $t$  (ч), на расстоянии  $R$  (м) от точечного источника цезия-137, активностью  $A$  (мКи), если  $R$  и  $A$  равны номеру варианта.

Для персонала  $X_{\text{доп}} = 5$  р, для населения  $X_{\text{доп}} = 0,5$  р.

**Задача 9.** Рассчитать безопасное расстояние  $R$  (см) от точечного источника кобальт-60 активностью  $A$  (мКи), если работа с источником проводилась в течение 30 суток по 6 часов ежедневно.

*Методические указания:* задачи 8 и 9 решить по формулам (1.17). Активность равна номеру варианта.

Для персонала  $X_{\text{доп}} = 5$  р, для населения  $X_{\text{доп}} = 0,5$  р.

**Задача 10.** Определить количество радиоактивных атомов и активность радионуклидов в массе  $m$  (в граммах) урана-238, если его масса равна номеру варианта.

*Методические указания:* задачу решить по формулам (1.10), (1.11). Период полураспада урана-238  $4,5 \cdot 10^9$  лет.

## ОТЧЕТ

о выполнении расчетной работы по теме «Оценка радиационной опасности и основных способов противорадиационной защиты»

студента \_\_\_\_\_ учебной группы \_\_\_\_\_

Вариант № \_\_\_\_\_

Номер задачи	Определяемые параметры	Результат	Оценка
1	Активность, Ки		
	Активность, Бк		
2	Масса цезия-137 при $A_1$ , г		
	Масса стронция-90 при $A_2$ , г		
3	Удельная активность, Бк/кг		
	Удельная активность, Ки/кг		
4	Удельная активность, Бк/кг		
5	$K_{осл}$ при $x = 20$ см		
	$K_{осл}$ при $x = 30$ см		
	$K_{осл}$ при $x = 40$ см		
	$K_{осл}$ при $x = 50$ см		
6	Толщина пластины $x$ , см		
	Слой половинного ослабления, $d$ , см		
7	Время $t$ в годах		
8	Время безопасной работы $t$ в часах		
9	Безопасное расстояние, $R$ , см		
10	Количество радиоактивных атомов		
	Активность радионуклидов, Бк		

## 2. РАСЧЕТ И ОЦЕНКА ДОЗ ВНЕШНЕГО И ВНУТРЕННЕГО РАДИАЦИОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ ЧЕЛОВЕКА

### 2.1. Порядок выполнения работы и методические указания

1. Переписать форму отчета на отдельный лист (табл. 2.1).
2. Изучить краткие теоретические сведения (подраздел 2.2).
3. Номер варианта выбрать в соответствии с порядковым номером фамилии студента в журнале учета занятий.

### 2.2. Краткие теоретические сведения

Степень, глубина и форма лучевых поражений, развивающихся у биообъектов при воздействии на них ионизирующих излучений (ИИ), зависят, прежде всего, от величины поглощенной энергии излучения (дозы излучения).

*Доза излучения* – это количество поглощенной энергии излучения от ионизации, произведенной в рассматриваемой массе вещества. Доза излучения характеризует меру воздействия ИИ и его возможные последствия.

В зависимости от места нахождения источника облучения различают внешнее и внутреннее облучение. *Внешнее облучение* происходит от источника излучения, находящегося вне облучаемого объекта. *Внутреннее облучение* имеет место, если источник находится внутри облучаемого объекта.

Источники излучения могут быть как точечными, так и распределенными на поверхности, в объеме или в массе вещества. Для установления закономерностей распространения и поглощения ИИ в среде, в том числе и в биологической ткани, введены характеристики – дозы и мощности доз излучения.

*Экспозиционная доза* ( $X$ ) – рассматривается только для воздуха и только для рентгеновского и гамма-излучения, характеризует состояние радиационной обстановки на местности или в помещениях. Это количественная величина этих излучений с энергией до 3 МэВ, основанная на их ионизирующем действии, выраженная как отношение суммарного заряда всех ионов одного знака  $dQ$ , которые были образованы фотонами в элементарном объеме воздуха, к массе  $dm$  воздуха в этом объеме:

$$X = \frac{dQ}{dm}. \quad (2.1)$$

Единицей измерения экспозиционной дозы в системе СИ является кулон/кг, внесистемная единица – рентген.  $1\text{р} = 2,58 \cdot 10^{-4}$  Кл/кг;  $1\text{Кл/кг} = 3,876 \cdot 10^3$  р.

Мощность экспозиционной дозы  $\tilde{X}$  – это отношение приращения экспозиционной дозы  $dX$  за интервал времени  $dt$  к этому интервалу:

$$\tilde{X} = \frac{dX}{dt}. \quad (2.2)$$

Единицы измерения: в системе СИ – (Кл/кг)/с, А/кг; внесистемные – р/ч, мр/ч, мкр/ч, мкр/с и др.  $1\text{р/с} = 2,58 \cdot 10^{-4}$  А/кг.

Мощность дозы, измеренную на высоте 70-100 см от поверхности земли, называют уровнем радиации.

Поглощенная доза ( $D$ ) – отношение средней энергии ионизирующего излучения  $dE$ , поглощенной элементарным объемом облучаемого вещества к массе  $dm$  этого вещества:

$$D = \frac{dE}{dm}. \quad (2.3)$$

В системе СИ поглощенная доза измеряется в Грехах (Гр).  $1\text{Гр} = 1\text{Дж/кг}$ . Внесистемная единица – рад;  $1\text{рад} = 0,01\text{Гр}$ .

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

$$\tilde{D} = \frac{dD}{dt}. \quad (2.4)$$

Единицы измерения: в СИ – Гр/ч, Гр/с, внесистемные: рад/с, рад/ч, мрад/с, мрад/ч, мкрад/с, мкрад/ч.

Эквивалентная доза  $H_{TR}$  – это поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент ( $W_R$ ) для данного вида излучения  $R$ :

$$H_{TR} = D_{TR} \cdot W_R, \quad (2.5)$$

где  $D_{TR}$  – доза, поглощенная биологической тканью излучением  $R$ .

Взвешивающий коэффициент  $W_R$  учитывает относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании различных биологических эффектов. Единица измерения в системе СИ - Зиверт (Зв), внесистемная – бэр (биологический эквивалент рада).

$$13\text{в} = 100\text{бэр}; 13\text{в} = \frac{1\text{Гр}}{W_R} = \frac{1\text{Дж/кг}}{W_R} = \frac{100\text{рад}}{W_R} = 100\text{бэр}; 1\text{бэр} = \frac{1\text{рад}}{W_R}.$$

*Мощность эквивалентной дозы* излучения  $\tilde{H}_{TR}$  – отношение приращения эквивалентной дозы  $dH_{TR}$  за малый промежуток времени к его длительности  $dt$ :

$$\tilde{H}_{TR} = \frac{dH_{TR}}{dt}. \quad (2.6)$$

Единицы измерения: в системе СИ – Зв/с, Зв/ч; внесистемные: бэр/с, бэр/ч, мбэр/ч и др.

### 2.3. Типовые задачи индивидуальных заданий

**Задача 1.** Рассчитать дозы внешнего фотонного излучения от точечного источника цезия-137, активностью  $A$ (мКи) на расстоянии 1 м от источника, если работа с источником проводилась в течение 30 суток по 6 часов ежедневно.

*Методические указания:*

- 1) расчет провести для экспозиционной, поглощенной и эквивалентной доз излучения;
- 2) экспозиционная доза ( $X$ ) (в рентгенах) определяется по формуле:

$$X = \tilde{X} \cdot t, \quad (2.7)$$

где  $t$  – время облучения, ч;

$\tilde{X}$  – мощность экспозиционной дозы, р/ч.

$$\tilde{X} = \frac{A \cdot \Gamma_{\gamma}}{R^2}, \quad (2.8)$$

где  $A$  – активность источника излучения (равно номеру варианта), мКи;

$\Gamma_{\gamma}$  – гамма-постоянная радионуклида,  $\frac{\text{р} \cdot \text{см}^2}{\text{ч} \cdot \text{мКи}}$  (таблица 1.2);

$R$  – расстояние «источник-объект», см;

3) поглощенная доза в воздухе ( $D_{TR}^B$ ) по известной экспозиционной дозе определяется по формуле:

$$D_{TR}^B = X \cdot K_D^B, \quad (2.9)$$

где  $K_D^B$  – дозовый коэффициент для воздуха, равный 0,88 рад/р;

4) поглощенная доза внешнего облучения в организме человека ( $D_{TR}^{б.г}$ ) по известной экспозиционной дозе определяется по формулам:

$$D_{TR}^{б.г} = X \cdot K_D^{б.г}, \quad (2.10)$$

$$D_{TR}^{б.г} = 0,01 \cdot X \cdot K_D^{б.г}, \quad (2.11)$$

где 0,01 – коэффициент, согласующий размерности (1рад = 0,01Гр)

$K_D^{б.г}$  – дозовый коэффициент для биологической ткани, равный 0,96 рад/р;

5) эквивалентная доза ( $H_{TR}$ ) в организме человека от внутреннего фотонного излучения рассчитывается по формуле:

$$H_{TR} = W_R \cdot D_{TR}^{б.г}, \quad (2.12)$$

где  $D_{TR}^{б.г}$  – поглощенная доза в организме человека, Гр (формула 2.11);

$W_R$  – взвешивающий коэффициент излучения, Зв/Гр (табл. 1.4).

**Задача 2.** Рассчитать эквивалентные дозы от внешнего гамма-излучения для людей, постоянно проживающих в течение  $t$  лет на территориях загрязненных радионуклидами цезия-137, если начальная поверхностная активность радионуклида равна  $A_{so}$  (Ки/км<sup>2</sup>); счи-

тять, что люди 12 часов в сутки находятся на открытой местности ( $K_{\text{осл}} = 1$ ) и 12 часов – в деревянных зданиях ( $K_{\text{осл}} = 2,5$ ).

*Методические указания:*

1) эквивалентная доза ( $H_{TR}$ ) в организме человека от внешнего фотонного излучения определяется по формуле (2.12);

2) для определения экспозиционной дозы  $X$  (рентген) используется зависимость:

$$X = \left( \frac{\tilde{X}_H}{2} - \frac{\tilde{X}_K}{2} \right) \cdot t, \quad (2.13)$$

где  $\tilde{X}_H$  – мощность экспозиционной дозы в начале облучения, мкр/ч;

$\tilde{X}_K$  – мощность экспозиционной дозы в конце облучения, мкр/ч;

Для определения  $\tilde{X}_H$  и  $\tilde{X}_K$  использовать формулы:

$$\tilde{X}_H = 15 \cdot A_{so}, \quad (2.14)$$

$$\tilde{X}_K = 15 \cdot \frac{A_{so}}{2^{t/T_{1/2}}}, \quad (2.15)$$

где  $A_{so}$  – поверхностная активность, Ки/км<sup>2</sup>;

$t$  – время облучения, год;

$T_{1/2}$  – период полураспада, лет (для цезия-137 равен 30 лет).

Значения  $A_{so}$  и  $t$  равны номеру варианта;

3) при расчете  $X$  (формула 2.13) величина  $t$  преобразуется из лет в часы, а величины  $\tilde{X}_H$  и  $\tilde{X}_K$  преобразуются из мкр/ч в р/ч;

4) при расчете экспозиционной дозы  $X$  для людей, находящихся в жилых зданиях, величину  $X$ , рассчитанную по формуле (2.13) для открытой местности, необходимо разделить на  $K_{\text{осл}}$  зданиями;

5) расчет эквивалентной дозы произвести по формуле (2.12).

**Задача 3.** Рассчитать эквивалентные дозы внутреннего облучения человека с помощью дозовых коэффициентов  $B_{ig}$  при поступлении радионуклидов в организм с воздухом, водой и пищей в течение одного года (считать, что радионуклидом является цезий-137, дозовый коэффициент для которого равен  $1,4 \cdot 10^{-5}$  мЗв/Бк).

*Методические указания:*

1) расчет произвести при поступлении радионуклидов цезия-137 с воздухом и водой;

2) согласно НРБ-2000 объем воздуха ( $V$ ), с которым радионуклид поступает в организм в течение календарного года для населения равен  $7,3 \cdot 10^6$  л/год, а масса воды ( $m$ ) равна 800 кг/год;

3) годовую мощность эквивалентной дозы  $\tilde{H}_{ig}$  при поступлении радионуклидов в организм человека с воздухом, водой и пищей можно определить по формулам:

$$\tilde{H}_{ig} = B_{ig} \cdot A_v \cdot V, \quad (2.16)$$

$$\tilde{H}_{ig}^m = B_{ig} \cdot A_m \cdot m, \quad (2.17)$$

где  $A_v$  – объемная активность радионуклида, Бк/м<sup>3</sup>, (формула 1.6);

$A_m$  – удельная активность радионуклида, Бк/кг; Бк/л, (формула 1.7);

$V$  – объем вдыхаемого воздуха, м<sup>3</sup>/год;

$m$  – масса потребляемых продуктов питания и воды, кг/год;

$B_{ig}$  – дозовый коэффициент, мЗв/Бк;

4) эквивалентная доза  $H_{TR}$  внутреннего облучения рассчитывается по формуле:

$$H_{TR} = \tilde{H}_{ig} \cdot t, \quad (2.18)$$

где  $t = 365$  суток, если величины  $V$  и  $m$  рассчитаны на сутки. Годовая мощность эквивалентной дозы

$$\tilde{H}_{ig} = \tilde{H}_{ig}^V + \tilde{H}_{ig}^m; \quad (2.19)$$

5) объемная  $A_v$  и удельная  $A_m$  активности равны номеру варианта, умноженному на 10.

**Задача 4.** Рассчитать поглощенные дозы внешнего и внутреннего облучения людей при длительном проживании на радиоактивно загрязненной территории аэрозолями цезия-137 в результате катастрофы на ЧАЭС в сельской местности за период от 10 до 70 лет после катастрофы, когда доза в основном будет определяться цезием-137.

*Методические указания и принятые допущения:*

1) при длительном проживании на территории, радиоактивно загрязненной аэрозолями цезия-137, условно можно считать, что мощность дозы, получаемой людьми в течение года, остается неизменной и определяется по формуле:

$$\tilde{D} = P_0 = 0,2 \cdot \mu \cdot E \cdot A_{so}, \quad (2.20)$$

где  $\mu$  – линейный коэффициент ослабления излучения воздухом,  $\text{см}^{-1}$ ,

$$\mu = 0,95 \cdot 10^{-4} \text{ см}^{-1};$$

$E$  – энергия гамма-излучения цезия-137, МэВ,  $E = 0,662$  МэВ;

$A_{so}$  – начальная поверхностная активность, Ки/км<sup>2</sup> ( $A_{so}$  равно номеру варианта);

2) поглощенная доза внешнего облучения рассчитывается по формуле:

$$D_{\text{вн}} = \frac{1,44 \cdot P_0}{K_{\text{осл}}} \left( 2^{-\frac{t_{\text{н}}}{T_{1/2}}} - 2^{-\frac{t_{\text{к}}}{T_{1/2}}} \right), \quad (2.21)$$

где  $t_{\text{н}}$  и  $t_{\text{к}}$  – время начала и окончания проживания соответственно, год;

$P_0$  – мощность поглощенной дозы, рад/год;

$T_{1/2}$  – период полураспада, для цезия-137,  $T_{1/2} = 30$  лет;

$K_{\text{осл}}$  – коэффициент ослабления жилыми зданиями,  $K_{\text{осл}} = 2,5$ ;

3) поглощенная доза внутреннего облучения рассчитывается по формуле:

$$D_{\text{внутр}} = 0,03 \cdot A_{so} (t_{\text{к}} - t_{\text{н}}). \quad (2.22)$$

*Примечание:* при начальном уровне загрязнения почвы цезием-137, равном 5 Ки/км<sup>2</sup> и при проведении агротехнических мероприятий поглощенная доза внутреннего облучения в среднем составляет 0,15 рад/год; при других начальных уровнях загрязнения доза пропорциональна  $A_{so} / 5$ ;

4) суммарная доза облучения определяется по формуле:

$$D_{\text{с}} = D_{\text{вн}} + D_{\text{внутр}}, \quad (2.23);$$

5) суммарное значение поглощенной дозы сравнивают с максимальной допустимой дозой, которая допускается НРБ-2000 равной 1 мЗв в год. Для сравнения и оценки опасности облучения, расчетное значение суммарной дозы из «рад» перевести в «мЗв».

## ОТЧЕТ

о выполнении расчетной работы по теме «Расчет и оценка доз внешнего и внутреннего радиоактивного облучения человека»

студента \_\_\_\_\_ учебной группы \_\_\_\_\_

Вариант № \_\_\_\_\_

Номер задачи	Определяемые параметры	Результат	Оценка
1	Мощность дозы, р/ч		
	Экспозиционная доза, р		
	Поглощенная доза в воздухе, рад		
	Поглощенная доза в биологической ткани, Гр		
	Эквивалентная доза в организме, Зв		
2	Мощность экспозиционной дозы в начале облучения, мкр/ч		
	Мощность экспозиционной дозы в конце облучения, мкр/ч		
	Экспозиционная доза за $t$ лет, р		
	Эквивалентная доза за $t$ лет, бэр		
3	Годовая мощность эквивалентной дозы, Зв/год		
	Годовая эквивалентная доза, Зв		
4	Мощность поглощенной дозы, рад/ч		
	Поглощенная доза внешнего облучения, рад		
	Поглощенная доза внутреннего облучения, рад		
	Суммарная поглощенная доза, мЗв		

### **3. ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИ АВАРИИ НА РАДИАЦИОННО ОПАСНОМ ОБЪЕКТЕ**

#### **3.1. Порядок выполнения работы и методические указания**

1. Переписать форму отчета на отдельный лист (табл. 3.1).
2. Изучить краткие теоретические сведения (подраздел 3.2).
3. Номер варианта выбрать в соответствии с порядковым номером фамилии студента в журнале учета занятий.

#### **3.2. Краткие теоретические сведения**

##### *3.2.1. Понятие радиационной обстановки и методов ее выявления*

*Радиационная обстановка* – это масштабы и степень радиоактивного заражения (РЗ) местности, оказывающие влияние на функционирование объектов хозяйствования и жизнедеятельность населения. Она складывается в результате радиоактивного заражения местности и всех расположенных на ней предметов и требует принятия определённых мер защиты, исключающих или способствующих уменьшению радиационных потерь среди населения.

Практика эксплуатации АЭС и предприятий по переработке ядерного горючего различных стран мира показывает, что на них возможны следующие виды аварийных ситуаций, приводящих к загрязнению окружающей среды и, в особенности, объектов сельскохозяйственного производства:

1) выброс продуктов ядерного деления (ПЯД) с газами и сброс их с водой при нарушениях в технологических системах очистки;

2) выброс ПЯД вследствие разрушения активной зоны реактора (тепловой взрыв). В этом случае авария приводит к длительному (до нескольких суток) поступлению радиоактивных изотопов, образовавшихся в процессе работы реактора, во внешнюю среду и загрязнению радиоактивными веществами местности с расположенными на ней населёнными пунктами и объектами на значительном удалении от реактора (пример – ЧАЭС).

Особую задачу представляет оценка возможных последствий аварии и принятие мер по радиационной безопасности населения и определение характера функционирования объектов хозяйствования в условиях РЗ. Оценка радиационной обстановки включает два этапа: выявление радиационной обстановки и собственно оценку обстановки.

*Выявить радиационную обстановку* – это значит определить и нанести на рабочую карту (схему) зоны радиоактивного заражения или уровни радиации в отдельных точках местности. Радиационная обстановка может быть выявлена методом прогнозирования и по данным радиационной обстановки. Целью прогнозирования радиоактивного заражения местности является установление с определённой степенью достоверности с учётом метеоусловий (розы ветров) местоположения и размеров зон РЗ и нанесение их на карту (схему) местности. Фактическая радиационная обстановка выявляется по данным разведки на основании измеренных уровней радиации после выпадения радиоактивных веществ из облака взрыва (выбросов на АЭС) и образования следа облака на местности. Под оценкой радиационной обстановки понимается решения основных задач по различным вариантам действий формирований ГО, а также производственной деятельности объектов в условиях РЗ, анализ полученных результатов и выбор наиболее целесообразных вариантов действий, исключающих радиационные потери. Степень опасности и возможные последствия РЗ определяются путём расчёта ожидаемых доз облучения людей и сопоставления их значений с допустимыми нормами, характеризующими работоспособность людей.

Методика оценки радиационной обстановки при авариях на радиационно-опасных объектах с выбросом радиоактивных веществ за пределы санитарно-защитной зоны в основном соответствует методике оценки при ядерных взрывах. Различие состоит в использовании таблиц для решения основных задач, которые отличаются структурой, цифровой компоновкой и другими особенностями.

### *3.2.2. Характер радиоактивного заражения и облучения при авариях на АЭС*

Характер радиоактивного заражения (РЗ) и облучения при авариях на АЭС имеет ряд особенностей:

- 1) длительность РЗ вследствие наличия в смеси изотопов с большими периодами полураспадов (десятки и более лет);
- 2) сложность конфигурации границ зон заражения вследствие продолжительности выбросов и изменений направлений ветра;
- 3) периодически (через 4-6 часов) стохастические выбросы газо-жидкостной смеси радионуклидов с эквивалентной дозой  $D_{\text{экв}} = 15000$  бэр ;

4) «Очаговое» заражение в дальней (больше 500 км) зоне, неравномерность РЗ по всей зоне;

5) периодическое изменение уровня радиоактивного загрязнения в зонах выпадения осадков за счёт явления переноса РВ (вторичного пылеобразования), что делает недостаточно эффективным процесс дезактивации.

В течение первых 100-160 суток после аварии на АЭС или ядерного взрыва изменение мощности экспозиционной дозы излучения и активности радионуклидов на радиоактивно зараженной местности описывается *законом Вея-Вигнера*:

$$\frac{\tilde{X}_1}{\tilde{X}_2} = \left(\frac{t_2}{t_1}\right)^n \quad \text{или} \quad \frac{A_1}{A_2} = \left(\frac{t_2}{t_1}\right)^n, \quad (3.1)$$

где  $\tilde{X}_1$  и  $\tilde{X}_2$  – мощности экспозиционных доз, соответствующие моментам времени  $t_1$  и  $t_2$  (ч) после начала радиоактивного заражения (загрязнения) или уровни радиации, измеренные на высоте 0,7-1 м от поверхности Земли;

$A_1$  и  $A_2$  – активности радионуклидов, соответствующие времени  $t_1$  и  $t_2$ , Ки/км<sup>2</sup>;

$t_1$  и  $t_2$  – текущее время, ч.

$t_1 = 0, 1, 2, \dots, k$ ;  $t_2$  равно любому натуральному числу, не равному «0»;

$n$  – показатель степени, характеризующий величину спада мощности экспозиционной дозы излучения во времени или снижения активности радионуклидов:

$$n = \frac{(\lg \tilde{X}_1 - \lg \tilde{X}_2)}{(\lg t_2 - \lg t_1)} \quad (3.2)$$

или

$$n = \frac{(\lg A_1 - \lg A_2)}{(\lg t_2 - \lg t_1)} \quad (3.3)$$

Характер спада уровней радиации при аварии на АЭС определяется зависимостями:

$$P_t = P_0 \left( \frac{t}{t_0} \right)^{-0,24}, \text{ при времени } t \text{ после аварии до 3-х месяцев;}$$

$$P_t = P_0 \left( \frac{t}{t_0} \right)^{-0,5}, \text{ при времени } t \text{ после аварии более 3-х месяцев.}$$

В общем виде закон спада уровня радиации имеет вид:

$$P_t = P_0 \left( \frac{t}{t_0} \right)^{-n}, \quad (3.4)$$

где  $P_0$  и  $P_t$  – уровни радиации (мощности эквивалентной дозы), р/ч, на момент времени  $t_0$  и  $t$ , ч, соответственно;

$n$  – показатель степени (для ядерного взрыва  $n = 1,2$ ; для аварий на АЭС определяется по формулам 3.2; 3.3).

Закон спада уровня радиации при аварии на ЧАЭС имеет вид:

$$P_t = P_0 \left( \frac{t}{t_0} \right)^{-0,4}. \quad (3.5)$$

При таком законе распада уровень радиации уменьшается за 7-кратный промежуток времени в 2 раза, а не в 10 раз, как при ядерном взрыве.

### 3.3. Методика решения основных типов задач

**Задача 1.** Приведение уровней радиации к одному времени после аварии на АЭС.

При решении задач по оценке радиационной обстановки обычно приводят уровни радиации на 1 час после аварии на АЭС. При этом могут быть два варианта:

- когда время аварии (взрыва) известно;
- когда время неизвестно.

1. Когда время взрыва известно – для определения уровня радиации на 1 час после аварии на АЭС ( $P_1$ ) необходимо измеренный на любое время после аварии ( $t$ ) уровень радиации ( $P_t$ ) умножить на

коэффициент пересчёта на время измерения  $K_t$ , если  $K_t \geq 1$ , или разделить на  $K_t$ , если  $K_t < 1$ .

$$P_1 = P_{1\text{изм}} \cdot K_t, \text{ при } K_t \geq 1; \quad (3.6)$$

$$P_1 = P_{1\text{изм}} / K_t, \text{ при } K_t < 1. \quad (3.7)$$

Коэффициент пересчёта ( $K_t$ ) рассчитывается по формуле:

$$K_t = t^{-0,4}, \quad (3.8)$$

где  $t$  – время, прошедшее после аварии.

2. Когда время взрыва неизвестно, то оно определяется по скорости спада уровня радиации. Для этого в какой-либо точке местности измеряют два раза величину уровня радиации с интервалами 15, 30, 45, 60 минут (или с другими интервалами).

Находят отношение ( $K'$ ) уровня радиации при втором измерении ( $P_{2\text{изм}}$ ) к уровню радиации при первом измерении ( $P_{1\text{изм}}$ ). По найденному отношению ( $K'$ ) и временному интервалу между измерениями в таблицах находят время ( $T_{\text{табл}}$ ), прошедшее с момента аварии до второго измерения.

Время аварии определяется как разность между временем второго измерения ( $T_{2\text{изм}}$ ) и табличным значением ( $T_{\text{табл}}$ ).

$$T_{\text{ав}} = T_{2\text{изм}} - T_{\text{табл}}. \quad (3.9)$$

После определения времени аварии (взрыва) на АЭС в дальнейшем задача решается в соответствии с пунктом 1.

**Пример:** В районе сосредоточения гражданских формирований гражданской обороны в 11 часов 20 минут ( $T_{1\text{изм}}$ ) уровень радиации составлял 0,1 р/ч ( $P_{1\text{изм}}$ ), а в 11 часов 35 минут ( $T_{2\text{изм}}$ ) – 0,08 р/ч ( $P_{2\text{изм}}$ ). Определить время аварии на АЭС и уровень радиации на 1 час после аварии.

*Решение:*

1) Определяем интервал времени между измерениями:

$$\Delta T = T_{2\text{изм}} - T_{1\text{изм}} = 11\text{ч } 35\text{мин} - 11\text{ч } 20\text{мин} = 0\text{ ч } 15\text{мин}.$$

2) Определяем отношения ( $K'$ ) уровней радиации при втором и первом измерениях:

$$K' = \frac{P_{2\text{изм}}}{P_{1\text{изм}}} = \frac{0,08}{0,1} = 0,8.$$

3) По таблице 3.3 находим время ( $T_{\text{табл}}$ ) с момента аварии до 2-го измерения:  $T_{\text{табл}} = 1\text{ч } 30\text{ мин}.$

4) Находим время аварии на АЭС

$$T_{\text{ав}} = T_{2\text{изм}} - T_{\text{табл}} = 11\text{ч } 35\text{ м} - 1\text{ч } 30\text{ мин} = 10\text{ ч } 05\text{ мин}.$$

5) Определяем время, прошедшее между временем 1-го измерения и временем аварии:

$$Dt = T_{1\text{изм}} - T_{\text{ав}} = 11\text{ ч } 20\text{ мин} - 10\text{ ч } 05\text{ мин} = 1\text{ч } 15\text{мин}.$$

6) По формуле (3.8) для времени  $Dt$  (в часах) находим  $K_t = 0,874.$

7) По формуле (3.6) или (3.7) находим:  $P_1 = 0,1/0,874 = 0,114\text{ р/ч}.$

**Задача 2.** Определение доз излучения при действиях на местности, заражённой радиоактивными веществами.

Для гражданских формирований гражданской обороны расчёт доз облучения рабочих и служащих объектов может быть проведён по формуле:

$$D = \frac{D_{100} \cdot P_1}{K_{\text{осл}} \cdot 100}, \quad (3.10)$$

где  $D_{100}$  – доза облучения, получаемая на открытой местности при уровне радиации 100 р/ч на 1 час после взрыва (определяется по таблице 3.6);

$P_1$  – уровень радиации, приведенный на 1 час после взрыва;

$K_{\text{осл}}$  – коэффициент ослабления радиации зданиями, сооружениями, транспортом (определяется по таблице 3.1).

Доза облучения населения ( $D$ ) определяется по упрощенным формулам:

$$D = \frac{P_{\text{ср}} \cdot T}{K_{\text{осл}}}, \text{ р}, \quad (3.11) \quad P_{\text{ср}} = \frac{P_{\text{н}} + P_{\text{к}}}{2}, \text{ р/ч}, \quad (3.12)$$

где  $P_{\text{ср}}$  – средний уровень радиации, р/ч;

$P_n$  и  $P_k$  – уровень радиации в начале и в конце облучения, р/ч;

$T$  – продолжительность облучения в часах, ч.

**Пример.** На объекте уровень радиации на 1 час после аварии на АЭС составлял 10 р/ч. Определить дозы облучения, которые получают личный состав формирования при ликвидации последствий аварии за 6 часов работы, если облучение началось через 2 часа после аварии (работы ведутся на открытой местности).

*Решение:*

1) Из таблицы 3.1 находим  $K_{\text{осл}} = 1$ .

2) Из таблицы 3.6 находим  $D_{100} = 105$  р.

3) По формуле 3.10 определяем дозу облучения на открытой местности:  $D_0 = \frac{105 \cdot 10}{1 \cdot 100} = 10,5$  р.

**Задача 3.** Определение допустимой продолжительности пребывания людей на заражённой радиоактивными веществами местности.

Задача решается табличным путём (таблица 3.4). Для определения допустимой продолжительности необходимо знать время начала облучения с момента взрыва и найти соотношение:

$$a = \frac{P_1}{D_{\text{уст}} \cdot K_{\text{осл}}} \quad (3.13)$$

где  $P_1$  – уровень радиации на один час после аварии,  $D_{\text{уст}}$  – установленная (заданная) доза облучения людей на период выполнения работы,  $K_{\text{осл}}$  – коэффициент ослабления радиации зданиями, сооружениями, транспортом.

**Пример:** Определить допустимую продолжительность работы при проведении дезактивации объекта, если работы начнутся через 6 часов после аварии на АЭС, а уровень радиации на 1 час после аварии составлял 10 р/ч и установленная доза равна 25 р.

*Решение:*

1) работы ведутся на открытой местности, следовательно,  $K_{\text{осл}} = 1$ .

2) определяем значение параметра  $a$  по формуле

$$a = \frac{P_1}{D_{\text{уст}} \cdot K_{\text{осл}}} = \frac{10}{25 \cdot 1} = 0,4 \quad (3.14)$$

3) Из таблицы 3.4 находим - допустимая продолжительность работ равна 5 часов 50 мин.

**Задача 4.** Определение возможных радиационных потерь рабочих, служащих, населения и личного состава формирований.

Возможные радиационные потери рабочих, служащих, населения и личного состава формирований ГО определяют по дозе излучений, которую они могут получить за определённое время и в определённых условиях пребывания на заражённой местности.

При решении задачи используются следующие данные:

- доза радиации, полученная людьми  $D_{\text{п}}$  или суммарная доза  $D_{\text{с}}$ ;
- ранее полученная доза радиации  $D_{\text{рп}}$ , р;
- время, прошедшее после предыдущего облучения,  $T_{\text{рп}}$  (недели);
- остаточная доза радиации,  $D_{\text{ост}}$ , р (доза не нейтрализованная организмом);
- условия защищённости,  $K_{\text{осл}}$ .

Полученная доза радиации  $D_{\text{п}}$  определяется по формулам (3.10), (3.11) и (3.12).

Остаточная доза радиации определяется по формуле:

$$D_{\text{ост}} = D_{\text{рп}} \cdot K_{\text{трп}}, \quad (3.15)$$

где  $K_{\text{трп}}$  – коэффициент остаточной дозы радиации (доля от ранее полученной), определяется из таблицы 3.5.

$$D_{\text{с}} = D_{\text{п}} + D_{\text{ост}}. \quad (3.16)$$

При первичном облучении  $D_{\text{с}} = D_{\text{п}}$ , т.к.  $D_{\text{ост}} = 0$ . По величине  $D_{\text{с}}$ , пользуясь таблицей 3.7, определяют радиационные потери.

**Пример:** Формированиям ГО предстоит провести аварийно-спасательные и другие неотложные работы (АС и ДНР). Уровень радиации к началу работ составлял 10 р/ч ( $P_{\text{нр}}$ ). Формирования 5 недель назад ( $T_{\text{рп}}$ ) получили облучение 10 р ( $D_{\text{рп}}$ ). Определить возможные радиационные потери личного состава, если работы начнутся через 8 часов после аварии ( $T_{\text{нр}}$ ) и будут продолжаться 12 часов ( $T_{\text{пр}}$ ).

*Решение.*

1) Приводим уровень радиации на 1 час после аварии. По формуле (3.8) находим коэффициент пересчета для времени начала работ ( $T_{\text{нр}}$ ):  $K_t = 0,435$ . По формуле (3.6) или (3.7) находим

$$P_1 = \frac{P_{\text{нр}}}{K_t} = \frac{10}{0,435} = 23, \text{ р/ч.}$$

2) По формуле (3.10) определим полученную дозу радиации  $D_{\text{п}}$ , для чего из таблицы 3.2 находим  $K_{\text{осл}} = 1$  (работы ведутся на открытой местности), а также из таблицы 3.6, зная продолжительность работ  $T_{\text{нр}}$  и время начала работ после аварии  $T_{\text{нр}}$ , находим дозу  $D_{100} = 55,1$  р.

$$\text{Тогда } D_{\text{п}} = \frac{D_{100} \cdot P_1}{K_{\text{осл}} \cdot 100} = \frac{55,1 \cdot 23}{1 \cdot 100} = 12,673 \text{ р.}$$

3) Определим остаточную дозу радиации, для чего из таблицы 3.5 на время  $T_{\text{рп}}$  находим коэффициент остаточной дозы радиации  $K_{\text{трп}} = 0,42$  (или 42%).

$$\text{Следовательно, } D_{\text{ост}} = D_{\text{рп}} \cdot K_{\text{трп}} = 10 \cdot 0,42 = 4,2 \text{ р.}$$

4) Определяем суммарную дозу радиации

$$D_{\text{с}} = D_{\text{п}} + D_{\text{ост}} = 12,673 + 4,2 = 16,873 \approx 17 \text{ р.}$$

5) Из таблицы 3.7 по значению суммарной дозы радиации получаем, что радиационные потери следующие - отсутствие признаков поражения.

**Задача 5.** Оценить, обеспечивается ли безопасный режим радиационной защиты людей, проживающих на радиационно-загрязненной территории в результате аварии на АЭС, если уровень радиации на 1 час после аварии составил  $P_1$ , р/ч; считать, что люди в течение суток находятся 8 часов в производственном помещении, 10 часов – в кирпичных одноэтажных жилых зданиях, 6 часов - на открытой местности;  $P_1 = 0,1$  р/ч.

*Решение.*

Задача решается с использованием формул (3.17), (3.18).

Поглощенная доза в организме человека равна  $D = X \cdot K_D^{\text{б.т}}$ , рад,

где  $X$  – экспозиционная доза  $X = \tilde{X} \cdot t = P_1 \cdot t$ , р.

$$D_{\text{сут}} = D_{\text{откр}} + D_{\text{ж.зд}} + D_{\text{пр.зд}}, \text{ рад.}$$

Режим радиационной защиты характеризуется коэффициентом безопасной защищенности  $C_6$ , который показывает, во сколько раз должна быть уменьшена доза, чтобы она не превышала установленную.

$$C_6 = \frac{D_{\text{сут}}}{D_{\text{уст}}}, \quad (3.17)$$

Для населения  $D_{\text{уст}} = 0,1$  бэр/год (1мЗв/год в соответствии с НРБ-2000).

Для установления безопасного режима работы или проживания необходимо вычислить суточный коэффициент защищенности

$$C = 24 / \sum_{i=1}^n \frac{T_i}{K_i}, \quad (3.18)$$

где  $T_i$  – продолжительность пребывания людей на открытой местности, в зданиях, сооружениях и т.д.;

$K_i$  – коэффициент ослабления радиации в тех же условиях (табл. 3.2).

Если выполняется условие  $C \geq C_6$ , то радиационная безопасность обеспечивается.

### Типовые задачи для индивидуальных заданий (таблица 3.2)

**Задача 1.** В районе сосредоточения гражданских формирований ГО во время ( $T_{1\text{изм}}$ ) уровень радиации составлял ( $P_{1\text{изм}}$ ), а во время ( $T_{2\text{изм}}$ ) - ( $P_{2\text{изм}}$ ). Определить время аварии на АЭС ( $T_{\text{ав}}$ ) и уровень радиации на 1 час после аварии ( $P_1$ ).

**Задача 2.** На объекте уровень радиации на 1 час после аварии на АЭС составлял ( $P_1$ ). Определить дозы облучения, которые получит личный состав формирования при ликвидации последствий аварии за ( $T_{\text{пр}}$ ) часов работы, если облучение началось через ( $T_{\text{нр}}$ ) часов после аварии (местность открытая).

**Задача 3.** Определить допустимую продолжительность работ при проведении дезактивации объекта, если работы начнутся через ( $T_{\text{но}}$ ) часов после аварии на АЭС, а уровень радиации на 1 час составлял  $P_1$  и установленная доза ( $D_{\text{уст}}$ ).

**Задача 4.** Формированиям ГО предстоит провести аварийно-спасательные и другие неотложные работы (АС и ДНР) на объекте. Уровень радиации к началу работ ( $P_{\text{нр}}$ ). Формирования ( $T_{\text{рп}}$ ) недель назад получили облучения ( $D_{\text{рп}}$ ). Определить возможные радиационные потери (РП) личного состава, если работы начнутся через ( $T_{\text{нр}}$ ) часов после аварии и будут продолжаться ( $T_{\text{пр}}$ ) часов.

**Задача 5.** Оценить, обеспечивается ли безопасный режим работы людей, проживающих на радиационно-загрязненной территории в результате аварии на АЭС, если уровень радиации на 1 час после аварии составил ( $P_1$ ), р/ч; считать, что люди в течение суток находятся 8 часов в производственном помещении, 10 часов – в кирпичных одноэтажных жилых зданиях, 6 часов - на открытой местности.

Таблица 3.1

**Средние значения коэффициента ослабления дозы радиации  $K_{\text{осл}}$**

Наименование укрытий и транспортных средств или условия деятельности населения	$K_{\text{осл}}$
Открытое расположение на местности	1
Открытые щели / перекрытые щели	3/50
Убежища	1000
Автомобили и автобусы, крытые вагоны	2
Железнодорожные платформы	1,5
Пассажирские вагоны (локомотивы)	3
Производственные одноэтажные здания (цеха)	7
Производственные и административные трёхэтажные здания	6
Жилые каменные дома: – одноэтажные / подвал	10/40
– двухэтажные / подвал	15/100
– трёхэтажные / подвал	20/400
Жилые деревянные дома: – одноэтажные / подвал	2/7
– двухэтажные / подвал	8/12

Таблица 3.2

## Таблицы вариантов и исходных данных для решения задач

№ варианта	К задаче 1				К задаче 2		
	$T_{\text{изм}}$ (ч.мин)	$P_{\text{изм}}$ (р/ч)	$T_{2\text{изм}}$ (ч.мин)	$P_{2\text{изм}}$ (р/ч)	$P_1$ (р/ч)	$T_{\text{пр}}$ (ч)	$T_{\text{нр}}$ (ч)
1	8.00	0,1	8.15	0,07	0,5	12	5
2	8.00	0,2	8.15	0,10	0,5	10	4
3	8.00	0,3	8.15	0,24	0,5	8	3
4	8.00	0,4	8.15	0,32	0,5	6	2
5	8.00	0,5	8.15	0,45	0,5	4	1
6	8.00	0,6	8.30	0,42	1,0	12	5
7	8.00	0,7	8.30	0,49	1,0	10	4
8	8.00	0,8	8.30	0,56	1,0	8	3
9	8.00	0,9	8.30	0,81	1,0	6	2
10	8.00	1,0	8.30	0,80	1,0	4	1
11	9.00	0,1	9.45	0,07	2,0	12	5
12	9.00	0,2	9.45	0,16	2,0	10	4
13	9.00	0,3	9.45	0,24	2,0	8	3
14	9.00	0,4	9.45	0,32	2,0	6	2
15	9.00	0,5	9.45	0,45	2,0	4	1
16	9.00	0,6	9.30	0,48	3,0	12	5
17	9.00	0,7	9.30	0,56	3,0	10	4
18	9.00	0,8	9.30	0,72	3,0	8	3
19	9.00	0,9	9.30	0,81	3,0	6	2
20	9.00	1,0	9.30	0,70	3,0	4	1
21	8.00	0,3	8.45	0,15	0,5	3	5
22	8.00	0,4	8.45	0,2	0,6	4	4
23	8.00	0,5	8.45	0,3	0,7	6	3
24	8.00	0,6	8.45	0,48	0,8	8	2
25	8.00	0,7	8.45	0,42	0,9	10	1
26	8.30	0,5	9.00	0,2	1,0	3	5
27	8.30	0,6	9.00	0,36	1,1	4	4
28	8.30	0,7	9.00	0,49	1,2	6	3
29	8.30	0,8	9.00	0,64	1,3	8	2
30	8.30	0,9	9.00	0,45	1,4	10	1

Продолжение таблицы 3.2

№ варианта	К задаче 3			К задаче 4				
	$T_{\text{но}}$ (ч)	$P_1$ (р/ч)	$D_{\text{уст}}$ (р)	$P_{\text{пр}}$ (р/ч)	$T_{\text{пр}}$ (ч)	$T_{\text{пр}}$ (ч)	$T_{\text{рп}}$ (недели)	$D_{\text{уст}}$ (р)
1	1	1,0	5	10	1	4	1	10
2	2	1,5	5	10	2	6	2	10
3	3	2,0	5	10	3	8	3	10
4	4	2,5	5	10	4	10	4	10
5	6	3,0	5	10	5	12	5	10
6	8	3,5	5	5	6	4	6	15
7	12	4,0	5	5	7	6	7	15
8	8	4,5	5	5	8	8	8	15
9	6	5,0	5	5	10	10	9	15
10	4	2,0	10	5	12	12	10	15
11	3	3,0	10	15	10	4	1	5
12	2	4,0	10	15	8	6	2	5
13	1	5,0	10	15	7	8	3	5
14	2	6,0	10	15	6	10	4	5
15	3	7,0	10	15	4	12	5	5
16	4	8,0	10	5	3	4	6	20
17	6	9,0	10	5	2	6	7	20
18	8	10,0	10	5	1	8	8	20
19	12	3,0	5	5	2	10	9	20
20	8	4,0	5	5	3	12	10	20
21	6	8,0	10	3	4	4	1	5
22	4	2,0	10	3	5	6	2	5
23	3	3,0	10	3	6	8	3	5
24	2	4,0	10	3	7	10	4	5
25	1	5,0	10	3	8	12	5	5
26	2	2,0	5	6	10	4	6	10
27	3	3,0	5	6	12	6	7	10
28	4	4,0	5	6	10	8	8	10
29	6	5,0	5	6	8	10	9	10
30	8	1,0	5	6	7	12	10	10

Таблица 3.3

**Время, прошедшее после аварии (взрыва) на АЭС  
до второго измерения (часы, минуты)**

Интервал времени между двумя измер. (час, мин.)	Отношение уровня радиации при втором измерении к уровню радиации при первом измерении $\left(\frac{P_{2\text{изм}}}{P_{1\text{изм}}}\right)$								
	0,20	0,30	0,40	0,50	0,60	0,70	0,80	0,85	0,90
0,15	-	-	-	0,35	0,45	1,00	1,30	2,00	3,00
0,30	-	-	0,55	1,10	1,10	1,30	2,00	3,00	6,00
0,45	1,00	1,00	1,25	1,45	2,10	3,10	4,30	6,00	9,00
1,0	1,20	1,40	1,50	2,20	3,00	4,00	6,00	8,00	12,00
2,0	2,40	3,10	3,40	4,30	6,00	8,00	12,00	16,00	24,00

Таблица 3.4

**Допустимая продолжительность пребывания людей на радиоактивно  
загрязнённой местности при аварии (разрушении) АЭС, (час, мин.)**

$a = \frac{P_1}{D_{\text{уст}} \cdot K_{\text{осл}}}$	Время, прошедшее с момента взрыва до начала облучения, час							
	1	2	3	4	6	8	12	24
0,2	7,30	9,35	11,20	13,00	15,30	17,35	21,00	29,00
0,3	4,50	6,10	7,10	8,10	9,50	11,10	13,24	18,20
0,4	3,30	4,30	5,20	6,00	6,10	8,10	9,35	13,30
0,5	2,50	3,40	4,10	4,40	5,40	6,25	7,40	11,00
0,6	2,20	2,45	3,25	3,55	4,50	5,10	6,25	8,50
0,7	1,50	2,25	2,50	3,20	3,55	4,25	5,20	7,25
0,8	1,35	2,00	2,25	2,45	3,25	3,50	4,50	6,30
0,9	1,30	1,45	2,10	2,30	3,0	3,25	4,00	5,50
1,0	1,20	1,30	1,50	2,10	2,40	3,0	3,40	5,00

Таблица 3.5

**Остаточные дозы облучения в зависимости от времени**

Время после облучения, недели	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	12	14
Остаточное облучение, $K_{\text{грп}}$ , %	90	75	60	50	42	35	30	25	20	17	13	10

Таблица 3.6

Дозы излучения (р), получаемые на открытой местности при уровне радиации 100 р/ч на 1 ч после ядерного взрыва

Время начала облучения с момента взрыва, ч	Время пребывания, ч										
	1	2	3	4	6	8	10	12	14	16	18
0,5	113	158	186	204	231	249	262	273	282	289	296
1	64,8	98,8	121	138	161	178	190	201	209	216	222
2	34,0	56,4	72,8	85,8	105	119	131	140	148	155	161
3	22,4	38,8	51,8	62,4	77,8	91,9	100	110	117	124	130
4	16,4	29,4	40,2	49,2	63,4	74,7	83,3	91,6	98,3	104	109
5	13,0	23,6	32,4	40,0	52,8	62,8	71,2	78,5	84,7	90,2	95,3
6	10,6	19,4	27,0	33,8	45,0	54,2	62,0	68,7	74,5	79,8	84,6
7	9,0	16,5	23,3	29,3	39,4	47,8	55,1	61,6	66,7	71,6	76,1
8	7,6	14,4	20,4	25,6	34,8	42,6	49,3	55,1	60,4	65,2	69,5
10	6,0	11,2	16,0	20,4	28,2	34,9	40,7	46,0	50,8	55,1	59,7
12	4,8	9,2	13,2	17,0	23,7	29,5	34,8	39,6	43,9	47,9	51,4
14	4,0	7,8	11,3	14,5	20,3	25,6	30,4	34,7	38,7	42,4	45,7
16	3,5	6,7	9,7	12,5	17,8	22,6	26,9	30,9	34,8	37,9	41,1
18	3,0	5,8	8,5	11,1	15,9	20,2	24,0	27,7	31,0	34,2	37,1
20	2,7	5,3	7,8	10,1	14,4	18,4	22,1	25,4	28,5	31,1	33,5

Таблица 3.7

Возможные последствия радиоактивного облучения человека

Доза облучения, р	Признаки поражения
0 – 50	Отсутствие признаков поражения
80 – 120	10% пораженных чувствуют недомогание и усталость без серьезной потери трудоспособности
130 – 170	25% пораженных заболевают лучевой болезнью
180 – 220	50% пораженных заболевают лучевой болезнью
270 – 330	100% пораженных заболевают лучевой болезнью, смертность составляет 20%
400 – 500	100 % пораженных заболевают лучевой болезнью, смертность составляет 50%
550 – 750	Смертность почти 100%. Небольшое количество людей, оставшихся в живых, выздоравливает в течение примерно 6 месяцев
Более 1000	Молниеносная форма лучевой болезни. 100% пораженных погибают в первые дни после облучения

## ОТЧЕТ

о выполнении расчетной работы по теме «Оценка радиационной обстановки при аварии на радиационно-опасном объекте»

студента \_\_\_\_\_ учебной группы \_\_\_\_\_

Вариант № \_\_\_\_\_

Номер задачи	Определяемые параметры	Результат	Оценка
1	Уровень радиации на 1 час после взрыва $P_1$ , р/ч		
	Время аварии (взрыва) $T_{ав}$ , ч. мин.		
2	Доза облучения, р		
	Доза облучения, рад		
	Доза облучения, бэр		
3	Допустимая продолжительность работы, час, мин.		
4	Уровень радиации на 1 час $P_1$ , р/ч		
	Остаточная доза радиации, $D_{ост}$ , р		
	Суммарная доза радиации, $D_c$ , р		
	Характер возможных радиационных потерь		
5	Суточная доза радиации $D_{сут}$ , рад		
	Коэффициент безопасной защищенности, $C_б$		
	Суточный коэффициент защищенности, $C$		
	Характер выполнения условия безопасности		

## ЛИТЕРАТУРА

1. Дорожко, С. В. и др. Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность: учеб.-метод. пособие. в 3 частях. Ч. 3 / С.В.Дорожко, В.П.Бубнов, В.Т.Пустовит. – МН.: Дикта, 2006. – 308 с.

2. Постник, М. И. Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях: Учебник / М. И. Постник. – МН : ВШ, 2003. – 398 с.

3. Защита населения и объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность : Учебно-методическое пособие к практическим занятиям. В 4 ч. Ч.3. Оценка радиационной опасности и применение способов радиационной защиты / В.Т.Пустовит и др. – Мн.: БНТУ, 2006. – 78 с.

4. Жалковский, В. И. Защита населения в чрезвычайных ситуациях: учеб. пособие /В.И.Жалковский, З.С.Ковалевич. – Мн.: Мисанта, 1998. – 112 с.

5. Защита объектов народного хозяйства от оружия массового поражения: справочник / под ред. Г.П.Демиденко. – Киев : ВШ, 1989. – 287 с.

6. Защита населения и хозяйственных объектов в чрезвычайных ситуациях. Радиационная безопасность : учеб. пособие / Под. ред. В.А.Круглова. – Мн.: Амалфея, 2003. – 368 с.

## СОДЕРЖАНИЕ

Введение.....	3
1. Оценка радиационной опасности и основных способов противорадиационной защиты.....	4
2. Расчет и оценка доз внешнего и внутреннего радиационного облучения человека.....	15
3. Оценка радиационной обстановки при аварии на радиационно-опасном объекте.....	23
Литература.....	39

**Крючек Николай Семенович  
Морозова Ольга Юрьевна  
Невзоров Валерий Владимирович**

**ЗАЩИТА НАСЕЛЕНИЯ И ОБЪЕКТОВ  
ОТ ЧРЕЗВЫЧАЙНЫХ СИТУАЦИЙ.  
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

**Практикум  
по одноименному курсу для студентов  
всех специальностей дневной формы обучения**

Подписано в печать 05.10.10.

Формат 60x84/16. Бумага офсетная. Гарнитура «Таймс».

Ризография. Усл. печ. л. 2,56. Уч.-изд. л. 2,33.

Изд. № 22.

E-mail: [ic@gstu.by](mailto:ic@gstu.by)

<http://www.gstu.by>

Отпечатано на цифровом дуплекаторе  
с макета оригинала авторского для внутреннего использования.

Учреждение образования «Гомельский государственный  
технический университет имени П.О. Сухого».

246746, г. Гомель, пр. Октября, 48.